

Nach Fukushima:  
Die Kerntechnik zwischen Angst, Emotion, Lobbyismus, Geschäft  
und Kalkül der politischen Parteien

Der Supergau –  
Kernschmelzen und was man darüber wissen sollte

Dr. Klaus Hassmann

April 2011

Der Verfasser, Dr. Klaus Hassmann, ist Sprecher des Clusters Energietechnik im Freistaat Bayern. Eines der Clusterthemen ist die Kernenergie.

Danksagung: Meinem Clustersprecher-Kollegen Herrn Prof. Jochen Fricke danke ich für die kritische Durchsicht des Manuskriptes und für Hinweise, insbesondere auf dem Gebiet der Reaktorphysik. Herr Veit Huber ist im Kernkraftwerk Grafenrheinfeld tätig; ihm verdanke ich unter anderem fachliche Hinweise zur Anlagen- und Systemtechnik. Herr Dr. Jan Mühlstein, Energie & Management, hat dem Artikel den nötigen journalistischen Feinschliff verpasst.

### **In eigener Sache**

Ich hätte es nicht für möglich gehalten, dass mir die Katastrophe in Japan so zusetzen würde. Als sich die Meldungen verdichteten, in Fukushima drohe ein Supergau mit Kernschmelzen, ist der Entschluss gereift, die Kenntnisse auf diesem Gebiet aufzuschreiben. Ich hatte mir vorgenommen, dies ohne Beteiligung von Interessensvertretern zu tun. Meine Einschätzung wollte ich unbeeinflusst wiedergeben, auch auf die Gefahr, dass der eine oder andere Fehler passiert sein könnte.

Energie & Management (E&M) zeigte sich interessiert, dieses Thema aufzugreifen. In der ersten gemeinsamen Besprechung musste ich lernen, dass in unserem Lande nur wenige Menschen – es sei denn, sie haben beruflich damit zu tun – an der Technik der Kernenergie interessiert sind. Woher das kommt? Ein beträchtlicher Teil der Bevölkerung hat kein Vertrauen mehr; man ist der Meinung, dass die Vertreter der Kernenergie die Risiken verharmlost haben, um mit Kernkraftwerken möglichst lange möglichst viel Geld zu verdienen.

Es war also abzusehen, dass die interessierte Leserschaft relativ klein sein dürfte und dass mit einer solchen Veröffentlichung kein Geld zu verdienen ist. Lohnt sich unter diesen Prämissen überhaupt die Zeit, die man für das Recherchieren und Schreiben investieren muss? Wir haben uns dazu durchgerungen, dieses Projekt trotz der negativen Vorzeichen anzugehen; die Kosten mussten wir so gering wie möglich halten. Wir haben uns daher für die Internetvariante und den kostenlosen Zugriff entschieden.

Es ist für Fachleute nicht immer ganz einfach, einen komplexen Ablauf transparent und verständlich darzustellen. Ich habe mir Mühe gegeben, dieser Herausforderung nicht nur mit Text, sondern auch mit Hilfe schematischer Zeichnungen und Diagrammen nachzukommen. Auf die Hilfestellung von Grafikern habe ich verzichtet und die Abbildungen selbst gemacht; es ist nicht immer so gelungen, wie ich das gerne gehabt hätte – dafür bitte ich um Verständnis. Mir ist bewusst, dass der vorliegende Text selbst dem technisch versierten Leser Durchhaltevermögen abverlangt.

Eine Bewertung, ob Kernenergie vertretbar ist oder nicht, wird der Leser in diesem Artikel nicht finden; diese Entscheidung muss sie oder er, ob technisch vorgebildet oder nicht, selbst treffen.

## Überschriftenverzeichnis

1.	Warum dieser Artikel geschrieben wurde .....	Seite 4
2.	Risiken begleiten das Leben .....	Seite 4
2.1	Das Sicherheitskonzept beeinflusst die Eintrittswahrscheinlichkeit .....	Seite 5
2.2	Das Schadensausmaß hängt ab vom Spaltprodukt-Quellterm und der Wetterlage .....	Seite 6
3.	Kommerzielle Nutzung der Kernenergie .....	Seite 6
3.1	Kernkraftwerke weltweit und in Deutschland .....	Seite 6
3.2	Funktionsweise von Leichtwasserreaktoren .....	Seite 7
3.3	Die Spaltprodukte müssen vor ihrer Freisetzung Barrieren überwinden .....	Seite 7
4.	Kernschmelzen .....	Seite 10
4.1	Kernschmelzen unter Umgebungsdruck (Niederdruckpfad) .....	Seite 10
4.1.1	Einleitender Störfall .....	Seite 10
4.1.2	Vorgänge im Reaktordruckbehälter (RDB) bis RDB-Versagen .....	Seite 11
4.1.2.1	Nachwärmeleistung .....	Seite 11
4.1.2.2	Ereignisse bis zum Beginn des Kernschmelzunfalls .....	Seite 12
4.1.2.3	Restwasserverdampfung bis Kernoberkante .....	Seite 13
4.1.2.4	Kernaufheizung bis zum Versagen der Kerntragestruktur .....	Seite 13
4.1.2.5	Restwasserverdampfung in der RDB-Bodenkalotte .....	Seite 15
4.1.2.6	Schmelzsee in der RDB-Bodenkalotte .....	Seite 16
4.1.3	Beton/Schmelze-Wechselwirkung .....	Seite 18
4.1.4	Energiebilanzen im Containment .....	Seite 21
4.1.4.1	Druckaufbau .....	Seite 21
4.1.4.2	Die Verbrennung von Wasserstoff im Containment birgt das Risiko einer frühen Spaltproduktfreisetzung .....	Seite 26
4.1.5	Spaltproduktverhalten .....	Seite 28
4.1.5.1	Die Höhe der Spaltprodukt- und Aerosolfreisetzung wird von der Temperatur und der Zeit bestimmt, die das Kernmaterial dieser Temperatur ausgesetzt ist .....	Seite 28
4.1.5.2	Aerosole sind ein wichtiger Träger von Radioaktivität .....	Seite 29
4.1.5.3	Jod131 ist eine bestimmende Größe in der Wirkung auf den Menschen .....	Seite 30
4.2	Kernschmelzen unter Druck (Hochdruckpfad) .....	Seite 32
4.2.1	Ablauf .....	Seite 32
4.2.2	Für die RDB-Aufhängung ein kritischer Belastungsfall .....	Seite 33
4.2.3	Druckaufbau im Containment .....	Seite 34
4.3	Eine Dampfexplosion als Ursache für ein frühes Versagen der Stahlhülle ist auszuschließen .....	Seite 35
4.4	Das Brennelemente-Lager ein Gefahrenherd? .....	Seite 36
5.	Welche Schlussfolgerungen sind aus den vorliegenden Kernschmelz- Erkenntnissen für Fukushima zu ziehen? .....	Seite 37
6.	Gedanken, die einen Weg für ein neues, kernschmelzverträglicheres Kraftwerk weisen könnten .....	Seite 39
7.	Schlusswort und Quellenangabe .....	Seite 41
	Der Verfasser stellt sich vor .....	Seite 41

## **1. Warum dieser Artikel geschrieben wurde**

Der Reaktorkatastrophe in den japanischen Siedewasserreaktoren Fukushima wurde in den deutschen Medien viel Platz eingeräumt; viel Sendezeit wurde diesen Ereignissen gewidmet, unzählige Seiten gedruckt. Das Problem war nur, wie sollte man Zeit und Seiten füllen? Einzelheiten wurden vom Betreiber von Fukushima nur scheinbar über Tage und Wochen offiziell bekannt gegeben. Entweder befürchtete der japanische Betreiber Panikreaktionen der in der Nähe der betroffenen Anlage lebenden Menschen und war deshalb so zurückhaltend mit Information, oder er wusste selbst nicht so genau, was in der Anlagen ablief (und noch abläuft). In Deutschland konnte daher in der zur Verfügung gestellten Sendezeit in Fernsehen und Rundfunk nicht viel Konkretes berichtet werden. Die physikalischen Abläufe im Kraftwerk wurden, wenn überhaupt, nur sehr rudimentär erläutert. In bewegten Bildern wurden aus einiger Entfernung eine Explosionswolke und ein komplett zerstörtes Dach des Gebäudes gezeigt, ohne dass man zunächst erfahren hätte, was passiert war. Diese spektakuläre Wolke über dem Gebäude war danach über Tage im stehenden Bild hinter dem Nachrichtensprecher eingeblendet. Mit Verzug wurde darüber berichtet, dass bei Überhitzung des Reaktorkerns eine Metall/Wasserreaktion stattfindet, bei der Wasserstoff erzeugt wird; dieser könne mit Sauerstoff aus der Luft heftig reagieren. Diese Art der Berichterstattung erzeugte, beabsichtigt oder auch nicht, bei der Bevölkerung Angst und Emotion.

Der Hersteller und die Kraftwerksbetreiber im Lande gingen „in Deckung“; ein Umfeld entstand, das Lobbyisten und Vertreter der politischen Parteien in Interviews und Diskussionsrunden ausnutzten, ihre längst bekannte Meinung zu verbreiten, Ängste zu schüren und den sofortigen Ausstieg aus der Kernenergie zu fordern. Das Interesse von Bürgerinnen und Bürgern war ja geweckt, Zuschauer, Hörer und Leser in großer Zahl vorhanden. Der unabhängige Experten-Sachverstand kam viel zu kurz. Viel Konkretes aus Japan war zwar nicht bekannt, man hätte jedoch fachlich fundierter über die Risiken und den Nutzen der Kernenergie informieren können.

In der Diskussion wurde überhaupt nicht erwähnt, dass in Deutschland schon in den 70er bis Mitte der 80er Jahre und darüber hinaus die physikalischen und chemischen Phänomene und Abläufe bei Kernschmelzen in einem vom Bundesforschungsministerium geförderten Forschungsprogramm untersucht wurden. Forschungszentren, Universitäten, einige in der Reaktorsicherheit engagierte Gesellschaften und die Herstellerindustrie fanden sich zusammen und entwickelten zur Quantifizierung der Abläufe Rechenmodelle, die, so gut es außerhalb des Reaktors ging, durch Experimente im Labor, aber auch im nicht radioaktiven großtechnischen Maßstab abgesichert wurden. Das größte „Experiment“ innerhalb des Kontrollbereichs spielte sich 1979 im Reaktordruckbehälter des Blocks 2 in der Anlage Three Mile Island (TMI 2) in der Nähe der US-amerikanischen Großstadt Harrisburg ab. Auch die Erkenntnisse daraus flossen in die oben erwähnten Forschungsarbeiten ein. Belastbare Ergebnisse zum Kernschmelzablauf gibt es demnach schon seit mehr als 25 Jahren; sie sind vermutlich den in den Medien befragten oder zitierten Experten nicht bekannt, in Vergessenheit geraten oder, noch schlimmer, als unwichtig eingestuft worden.

## **2. Risiken begleiten das Leben**

Die Risiken der Kernenergie werden von vielen Menschen als sehr viel bedrohlicher wahrgenommen als die Risiken des täglichen Lebens, die viel mehr Menschen in unserem Land das Leben kosten als es Menschen gibt, die in unmittelbarer Nähe eines Kernkraftwerks leben. Das Risiko von Verkehrsteilnehmern, von Rauchern oder auch von mit Arbeiten im Haushalt beschäftigten Personen wird oft bagatellisiert, also kaum beachtet, es sei denn man ist selbst betroffen. Man hat damit zu leben gelernt. Das liegt vermutlich daran, dass die Menschen sich einem Störfall in einem

Kernkraftwerk, es muss nicht einmal der schwerwiegendste Unfall mit Kernschmelzen sein, hilflos ausgesetzt fühlen. Man kann Radioaktivität weder schmecken noch riechen. Alle befragten Fachleute schlossen aufgrund der großen Entfernung zu Japan aus, dass die dort freigesetzte Radioaktivität Menschen in Deutschland gefährden könnte. Trotzdem waren in Deutschland, wie in den Medien berichtet wurde, Messgeräte für ionisierende Strahlung einige Tage nach Bekanntwerden der Ereignisse in Fukushima ausverkauft. Auch Jodtabletten sollen sich gut verkauft haben.

Das Risiko für die Bevölkerung, bei schweren Unfällen in Kernkraftwerken zu Schaden zu kommen, errechnet sich aus dem Produkt von Eintrittswahrscheinlichkeit multipliziert mit dem Schadensausmaß.

## **2.1 Das Sicherheitskonzept beeinflusst die Eintrittswahrscheinlichkeit**

Zur Quantifizierung der Eintrittswahrscheinlichkeit werden einleitende Ereignisse betrachtet, wie zum Beispiel der Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, Brüche von anderen, kleineren Anschlussleitungen in der druckfesten Umschließung des Reaktorkerns oder auch der Ausfall des elektrischen Netzes (im Fachjargon als Notstromfall bezeichnet). Die Kombination Erdbeben mit der Stärke 9 auf der Richterskala gepaart mit einem Tsunami, wie in Japan geschehen, ist als einleitendes Ereignis bisher vermutlich überhaupt nicht in Erwägung gezogen worden. (Anmerkung: Nach Fertigstellung des Manuskripts wurde berichtet, dieses Ereignis sei in Fukushima in Erwägung gezogen worden, allerdings nicht in der dort aufgetretenen Höhe was das Erdbeben und was die Welle betrifft). Im nächsten Schritt werden System-Fehlerbäume erstellt und Redundanzen in der Not- und Nachkühlung so lange rechnerisch reduziert, bis keine aktive Kühlung mehr für den Reaktorkern zur Verfügung steht – mit dieser Sequenz nimmt Kernschmelzen seinen Anfang.

Gerade noch rechtzeitig eingeleitete Maßnahmen, zum Teil von Hand, müssen bewertet werden. Durch diese Eingriffe könnte dauerhaft oder auch nur im „Schluckauf“ Wasser in den Reaktor-Druckbehälter (RDB) transportiert und das heiße, teilweise geschmolzene Reaktorkernmaterial wieder abgekühlt werden. Der Schmelzfrontfortschritt könnte noch gestoppt werden, bevor es zum Durchschmelzen der RDB-Wand kommt. Die Erfahrung aus TMI2 zeigt nämlich, dass selbst ein stark beschädigter, teilweise geschmolzener Kern nachträglich noch gekühlt werden kann, selbst wenn Fragmente davon schon in das untere Plenum des RDB gestürzt sind. Noch ist nicht bekannt, ob sich diese Schlussfolgerung auch in Japan bestätigt. Diese teilgeschmolzenen Fragmente weisen noch die für eine effiziente Kühlung benötigten großen Oberflächen auf. Erst ein Schmelzsee im RDB, der sich später bildet, ist auch durch Flutung von oben nicht mehr zu kühlen.

Natürlich muss bei Mehrblockanlagen berücksichtigt werden, dass eine Anlage, deren Reaktorkern sich mangels Wasserfüllung stark erhitzt, Auswirkungen auf die anderen Blöcke hat; deren Kontrolle wird durch die Aufheiz- und Schmelzvorgänge des einen Blocks und durch die Freisetzung von Radioaktivität in unmittelbarer Nähe erschwert. Die Ereignisse in Japan haben diese Verknüpfung vor Augen geführt.

Der Unfall in Tschernobyl ist an einem riskant-konstruierten Reaktor während eines regelwidrigen Tests passiert. Eine derartige prompt-kritische Leistungsexkursion ist bei Leichtwasserreaktoren physikalisch nicht möglich. Dazu später mehr. Menschliche Fehlleistungen müssen aber generell einkalkuliert werden, insbesondere in Stresssituationen. Menschen, die retten sollen und hierfür alles versuchen, machen Fehler. Um dieses Risiko zu reduzieren, sind eine Schärfung des Verantwortungsbewusstseins und ein umfassendes Schulungsprogramm notwendig.

Aufgrund der vorhandenen Redundanzen ergibt sich ein sehr kleiner Wert für die Kernschmelz-Eintrittswahrscheinlichkeit; dessen Kehrwert gibt an, in wie viel Betriebsjahren ein so schwerer

Unfall eintreten wird. Daraus kann aber nicht abgeleitet werden, wann ein derartiger Unfall auftritt – es könnte morgen sein.

## **2.2 Das Schadensausmaß hängt ab vom Spaltprodukt-Quellterm und der Wetterlage**

Für die Ermittlung des Schadensausmaßes, dem zweiten Risikomultiplikator, benötigt man den Spaltprodukt-Quellterm. Darunter versteht man die Freisetzung von Radioaktivität in Form von Spaltprodukten aus der Anlage ins Freie; in diesem Zusammenhang wurde der Begriff „radioaktive Wolke“ geprägt. Diese zeitabhängige Größe kann je nach Kernschmelzverlauf und Wirksamkeit der sicherheitstechnischen Barrieren sehr stark variieren. Auf der Basis des Quellterms kann bestimmt werden, wie sich die radioaktive Wolke vom Ort ihrer Freisetzung in die Umgebung ausbreitet. Ermittelt wird abhängig von der Bevölkerungsdichte in gewissen Abständen vom Ort der Freisetzung die Strahlungs-dosis über der Zeit. Über statistische Daten können auch Evakuierungsmaßnahmen der Behörden und Fluchtbewegungen von Personengruppen berücksichtigt werden. Die Strahlungs-dosis und ihr Ausbreitungsmechanismus sind sehr stark abhängig von den meteorologischen Daten wie Windrichtung, Windgeschwindigkeit und Wetterverhältnissen, da diese die Verbreitung, Verdünnung, die Kontamination des Bodens und damit die Strahlenbelastung bestimmen, der Menschen ausgesetzt sind. Unter Berücksichtigung dieser wichtigen Einflussgrößen kann das Schadensausmaß, gemessen in Kurz- (Mortalität) und Langzeitschäden, ermittelt werden.

Methodik und Ergebnisse der Risikoermittlung können zum Beispiel in der 1979 veröffentlichten „Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke (DRS-A)“ nachgelesen werden. Ende der 80er Jahre wurde eine Version B der Risikostudie veröffentlicht; „B“ enthält eine Neubewertung der in „A“ getroffenen Annahmen auf Basis der zwischenzeitlich vorgenommenen System- und Modellverbesserungen.

## **3. Kommerzielle Nutzung der Kernenergie**

### **3.1 Kraftwerke weltweit und in Deutschland**

Das weltweit erste Kernkraftwerk (KKW), das elektrischen Strom in ein öffentliches Stromnetz lieferte, war 1954 das KKW Obninsk in der damaligen Sowjetunion. Das Kernkraftwerk Calder Hall in Großbritannien ging 1956 mit einer Leistung von 50 MW als erstes kommerzielles KKW der Welt ans Netz. Vor dem Supergau in Japan waren weltweit an 212 Standorten 442 Reaktorblöcke in 30 Ländern in Betrieb. Die installierte Gesamtleistung sämtlicher Blöcke betrug 375 000 Megawatt (MW). Von den 442 Reaktoren sind Leichtwasserreaktoren mit insgesamt 385 Blöcken die Arbeitspferde der Energieerzeugung aus KKW. Davon sind 275 Blöcke Druckwasserreaktoren, davon wiederum 54 russischer Bauart.

Wenn man das KKW Krümmel mitzählt, das schon längere Zeit abgeschaltet ist, waren in Deutschland vor dem Fukushima-Unfall 17 KKW mit einer Gesamt-Nettoleistung von 20 430 MW am Netz, davon sind 11 Blöcke Druckwasserreaktoren.

Die zu berichtenden Kernschmelzergebnisse beziehen sich auf den Druckwasserreaktor „fortschrittlicher Bauart“ wie er in Deutschland entwickelt wurde und betrieben wird. Der Verfasser ist mit den sicherheitstechnischen Merkmalen der russischen Druckwasser-Reaktoren nicht vertraut, weshalb die Übertragbarkeit der Erkenntnisse auf diesen Typ nicht kommentiert werden kann.

### 3.2 Funktionsweise von Leichtwasserreaktoren

Durch die Spaltung eines Urankerns  $U_{235}$  wird rund 20 Millionen Mal mehr Energie freigesetzt als durch die Verbrennung eines Kohlenstoff-Atoms. Dies macht die Kernenergie prinzipiell attraktiv. Bei jeder Spaltung entstehen im Mittel 2,4 schnelle Neutronen („Spaltneutronen“) mit einer Energie von etwa 1 MeV (Mega = 1 Million Elektronenvolt; Elektronenvolt, eV, ist die Einheit der Energie, die in der Atom-, Kern- und Teilchenphysik häufig benutzt wird). Diese Neutronen werden durch einen Moderator, z.B. Wasser oder Graphit abgebremst und ihre Energie reduziert. Bei typisch 300 °C im Wasser als Moderator sind das etwa 0.05 eV. Bei derartig niedrigen Energien ist die Wahrscheinlichkeit für die Spaltung eines weiteren  $U_{235}$ -Kernes durch ein Neutron besonders groß. Damit die Energie-Erzeugung kontinuierlich ablaufen kann, muss der Reaktor „kritisch“ gemacht werden, d.h. es entstehen dann genau so viele Neutronen wie auch verbraucht werden. Entstehen weniger Neutronen, erlischt die nukleare Kettenreaktion – der Reaktor geht nuklear aus.

Eine nukleare Exkursion wie in Tschernobyl, bei der die Kettenreaktion nicht mehr zu regulieren ist, kann in wassermodierten Reaktoren prinzipiell nicht passieren. Falls die Wärmeleistung einen zu hohen Wert erreicht, sinkt die Dichte des Wassers. Damit stehen weniger Wasserstoff-Kerne pro Volumen für moderierende (heißt: bremsende) Stöße zur Verfügung und die Zahl der Neutronen mit geringen Energien wird drastisch verringert. Da die schnellen Spaltneutronen die Urankerne viel weniger effizient spalten können, erlischt die nukleare Kettenreaktion. Es gibt noch weitere physikalische Effekte im Reaktor, die das nukleare Abschalten des Reaktors unterstützen.

Bei Druckwasserreaktoren ist für die Aufrechterhaltung der Kettenreaktion eine Anreicherung von  $U_{235}$  im Brennstoff  $UO_2$  von zwischen 3 und 4 % erforderlich. Aus den gespaltenen Uran-Kernen entstehen auch radioaktive Spaltprodukte, z.B. Strontium90, Jod131 und Cäsium137. Diese und andere Isotope emittieren ionisierende Beta- und Gamma-Strahlung. Diese Strahlung klingt mit der Zeit ab. Die Halbwertszeit definiert den Zeitraum in dem die Hälfte des radioaktiven Isotops zerfallen und in ein stabiles Isotop übergegangen ist. Sie ist für jedes Nuklid unterschiedlich und beträgt zum Beispiel für die für die Freisetzung bei Kernschmelzen wichtigen Nuklide Jod131 ca. 8 Tage, für Cäsium137 ca. 30 Jahre.

Druck- und Siedewasser-Reaktoren sind unterschiedlich aufgebaut. Der Druckwasser-Reaktor (DWR) besitzt zwei thermisch hintereinandergeschaltete Kreisläufe für die Auskopplung der erzeugten Wärme aus dem Reaktorkern in die Turbine. Die Leistungsdichte im Reaktorkern beträgt etwa 90 MW/m<sup>3</sup>. Im Primärkreis des DWR wird Sieden durch einen elektrisch beheizten Druckhalter verhindert. Das aus dem Reaktorkern kommende Wasser im Primärkreis hat eine Temperatur von 325 °C und einen Druck von 160 bar. Über einen Wärmetauscher, auch Dampferzeuger genannt, wird die Reaktorwärme in den Sekundärkreislauf eingekoppelt; dort entsteht nicht radioaktiver Dampf, der die Turbine antreibt.

Im Siedewasserreaktor (SWR) wird das Wasser zwischen den Reaktorstäben zum Sieden gebracht. Die Leistungsdichte im Reaktorkern ist etwa 50 MW/m<sup>3</sup>. Der entstehende Dampf hat eine Temperatur von etwa 290 °C und einen Druck von 70 bar. Der leicht mit radioaktiven Isotopen kontaminierte Dampf treibt direkt die Turbine.

### 3.3 Die Spaltprodukte müssen vor ihrer Freisetzung Barrieren überwinden

Das Konzept der Reaktorsicherheit beruht auf dem Fünf-Barrieren-Prinzip, das verhindern soll, dass Radioaktivität aus dem Kraftwerk in die Umgebung gelangen kann. Dies gilt für den Normalbetrieb genauso wie für Störfälle.

Barriere 1 (Brennstoffmatrix) und 2 (Brennstab-Hüllrohr): Der Uran-Oxid-Brennstoff ist zu Tabletten gepresst und wird bei 1700 °C gesintert. Die Tabletten haben einen Durchmesser von ca. 10 mm. Die

Isotopen-Zusammensetzung im Uranoxid-Brennstoff ist anfänglich etwa 96 % Uran238 und zwischen 3 und 4 % Uran235. Nach mehrjährigem Verbleib im Reaktor ist nur noch etwa 1 % U235 vorhanden, dafür sind aber Spaltprodukte sowie Plutonium-Isotope entstanden. Es gibt auch Mischoxid (MOX)-Brennstoff-Tabletten. Diese verwenden das entstandene Plutonium239-Oxid als Spaltstoff. Das Plutonium wird aus der Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennstäbe extrahiert. Insgesamt beträgt das Uran-Inventar in einem 1300 MW Kernkraftwerk etwa 100 t, davon sind etwa 3 bis 4 t U235.

Die Uranoxid-Tabletten sind in gasdichte, etwa 0,7 mm dicke Hüllrohre aus der Legierung Zircaloy eingeschlossen und bilden so die so genannten Brennstäbe. Diese enthalten Federn, welche das Verrutschen der Tabletten verhindern. Außerdem ist in den Brennstäben ein freier Raum gelassen, in dem die durch Kernspaltung entstehenden Gase, z.B. Kr85 gesammelt werden. Die Brennstäbe sowie die Steuerstäbe für die Regulierung der Neutronenzahl werden in Gestellen, den Brennelementen, gehalten.

Barriere 3 (RDB): Nicht ganz 200 dieser Brennelemente bilden den Reaktorkern. Dieser ist im Reaktor-Druckbehälter (RDB) eingeschlossen, der aus 250 mm dicken, nahtlos geschmiedeten übereinander gestapelten und miteinander verschweißten Stahlringen besteht.

Barriere 4 (Stahlhülle) und 5 (Ringraum): Der Reaktor-druckbehälter ist von einer kugelförmigen, ca. 4 cm dicken Stahlhülle und einem Stahlbetonmantel (im Text auch Betonhülle genannt) umgeben, der auch gegen Einwirkungen von außen schützt. Dazwischen befindet sich ein Ringraum mit 1,2 m Spaltweite.

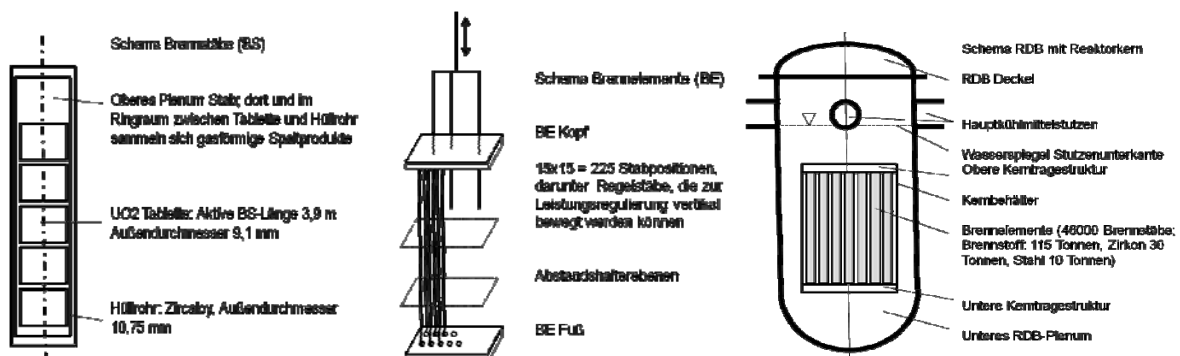


Abb. 1: Schema Brennstäbe, Brennelemente und Reaktor-druckbehälter; in den Bildern sind die für die Kernschmelzuntersuchung verwendeten Daten angegeben. Sie unterscheiden sich teilweise von den Orientierungswerten im Text.



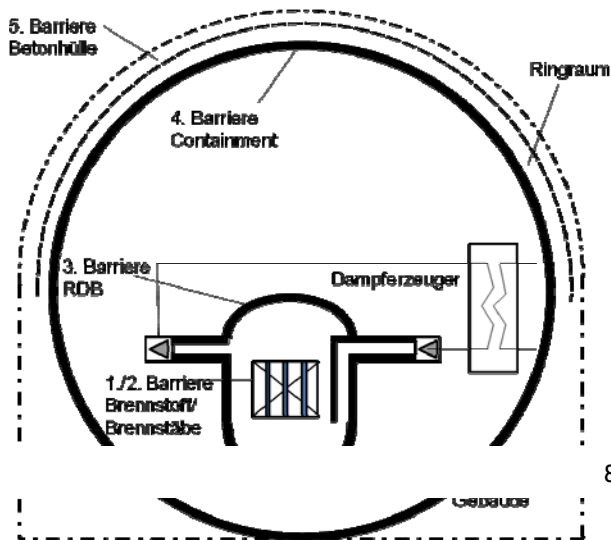


Abb. 2: Barrieren-Konzept Druckwasserreaktor

Behörden und unabhängige Expertenkreise haben eine Reihe von Auslegungsstörfällen definiert, deren Beherrschung durch umfangreiche experimentelle und theoretische Entwicklungsarbeiten nachzuweisen ist. Das Spektrum von Auslegungsstörfällen wurde schon erwähnt. Diese Palette von Auslegungsstörfällen muss im Genehmigungsverfahren für Kraftwerke im Rahmen eines umfangreichen Sicherheitsberichtes nachgewiesen werden. Natürlich liegt es im Interesse der Hersteller und Betreiber, dass die Anlage, sollte es zu Störfällen kommen, die Auswirkungen schadlos übersteht und nach einer gewissen Zeit des „Aufarbeitens“ durch die Behörden und deren Beratungsgremien wieder in Betrieb gehen kann.

Kernschmelzen wird im Genehmigungsverfahren nicht betrachtet. Die fünf Barrieren sind jedoch ganz maßgeblich auch dafür verantwortlich, dass die Freisetzung von Radioaktivität in auslegungsüberschreitenden Unfällen mit Kernschädigungen, partiellem Schmelzen von Kernmaterial oder im Kernschmelzunfall, wie er in diesem Artikel beschrieben wird, deutlich reduziert wird.

Die Wirkungsweise der fünf Barrieren in auslegungsübergreifenden Fällen sei am schweren Unfall in Three Mile Island (TMI) illustriert, wo es, wie einleitend schon erwähnt, 1979 zu einer Kernzerstörung mit partiellem Schmelzen von Kernmaterial kam. In TMI gelang es den Schmelzfrontfortschritt im RDB durch Zufuhr von Wasser und Sicherstellung der langfristigen Wärmeabfuhr der im Kernmaterial erzeugten Nachwärmeleistung zu stoppen. Die dritte Barriere wurde nicht penetriert und hatte damit ihren Zweck erfüllt. Barriere eins und zwei wurden jedoch zerstört mit der Folge, dass Spaltprodukte aus dem Brennstoff und den Brennstäben in den RDB und ein Teil von dort auch in den Sicherheitsbehälter (SB) gelangt sind. Jedoch konnte dessen Abschluss die Freisetzung von Radioaktivität ins Freie deutlich begrenzen. Die Auswirkungen auf die Gesundheit der Einwohner werden allerdings in den Fachkreisen und in der Öffentlichkeit unterschiedlich bewertet. Der SB wird im Text durchgängig als Containment bezeichnet, da dieses englische Wort in der Kerntechnik den Begriff „Einschluss“ besser definiert und international eingeführt ist.

Das Barrieren-Konzept folgt beim SWR einer anderen Sicherheitsphilosophie zur Beherrschung von Auslegungsstörfällen. Während im DWR das im Leck-Fall aus dem Primärkreis entweichende Wasser-/Dampfgemisch in ein Containment mit sehr großem freien Volumen austritt („Blow-Down“) und der Dampf sich dort an den zahlreichen kühlen Strukturflächen niederschlägt, wird er beim SWR in einem relativ kleinen Sicherheitsbehälter in einer Wasservorlage kondensiert (siehe

Abb. 3). Dies ist der Grund dafür, dass sich die Kernschmelz-Ergebnisse beim DWR und SWR unterscheiden, vor allem was das Containment betrifft. In diesem Zusammenhang ist noch zu erwähnen, dass es zwei SWR-Bauweisen des Containments gibt, nämlich die in Abb. 3 gezeigte Stahlkonstruktion und eine fortschrittliche Variante, bei der Druck- und Kondensationskammer räumlich anders angeordnet sind und massive Betonwände den Stahl ersetzen.

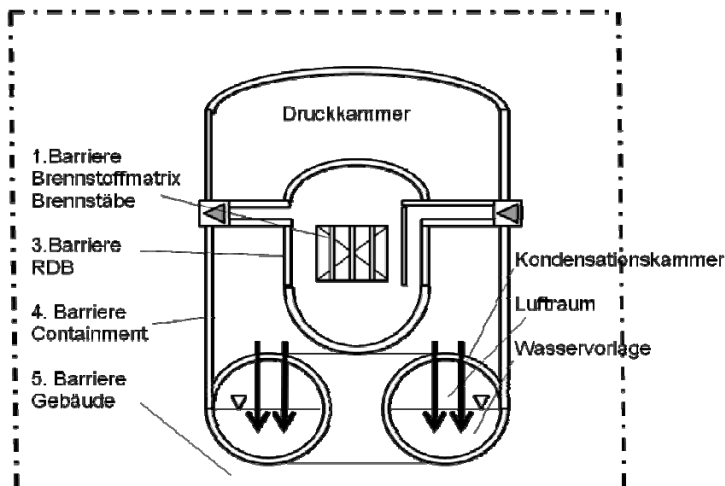


Abb. 3: Schema SWR

## 4. Kernschmelzen

### 4.1 Kernschmelzen unter Umgebungsdruck (Niederdruckpfad)

#### 4.1.1 Einleitender Störfall

In den folgenden Kapiteln wird der Kernschmelz-Ablauf beschrieben. Die Arbeiten wurden für einen in Deutschland betriebenen großen Druckwasserreaktor (DWR) durchgeführt. Auf die Übertragbarkeit der Ergebnisse auf Siedewasserreaktoren (SWR) wird eingegangen. So können zum Beispiel die überwiegende Anzahl der für den DWR entwickelten Modelle für den SWR verwendet werden. In einigen Unfall-Phasen ist allerdings eine Anpassung notwendig.

Der doppelendige (2F-) Bruch der kalten oder der heißen Hauptkühlmittelleitung war lange Jahre der dominierende Auslegungsunfall, den es in den nationalen und internationalen Reaktorsicherheitskonzepten zu beherrschen galt. Er stand im Mittelpunkt der Sicherheitsforschung, da ihm das größte Schadenspotenzial zugeschrieben wurde. Man schätzte die bei der sehr schnellen Druckentlastung von Betriebsdruck (160 bar, bei einer Kühlmitteltemperatur von 325 °C am Kernaustritt und 291 °C am Kerneintritt) auf einige wenige bar auftretenden Kräfte auf den Kern und auf die Strukturen im RDB als gefährlich ein, weshalb sich die Hersteller mit Hilfe der Wissenschaft auf den Nachweis der Beherrschbarkeit konzentrierten. Detaillierte Rechenprogramme wurden entwickelt, deren Ergebnisse in Großexperimenten abgesichert wurden. Damit war klar: Dieser Unfall stellt weder eine Gefährdung des Kraftwerks noch der in Kraftwerksnähe lebenden Menschen dar, da die Konstruktion von Reaktorkern und der RDB-Einbauten der mechanischen Belastung aus der Druckentlastung mit ausreichendem Sicherheitsabstand standhält.

Die nukleare Schnellabschaltung wird sofort nach dem einleitenden Ereignis durch das „Einfallen“ der Absorberstäbe ausgelöst. Die Druckentlastung im Primärkreis („Blow-Down“) ist nach nur 17,5 Sekunden abgeschlossen; schon während dieser Phase fluten die in jedem der vier Kühlschleifen vorhandenen je zwei Druckspeicher automatisch, d.h. passiv den Reaktordruckbehälter.

Nach ca. 1 Minute ist der RDB wieder aufgefüllt. Trotz Einfallen der Absorberstäbe ist dem Wasser aus den Druckspeichern zusätzlich das Neutronen-absorbierende Bor beigesetzt. Die Brennelemente sind nur über Sekunden unzureichend gekühlt. Im Genehmigungsverfahren ist unter Berücksichtigung konservativer Annahmen nachzuweisen, dass die Temperatur der Brennstabhüllrohre auf unter 1 200 °C begrenzt bleibt. Die Rechnung nach den Vorgaben im Genehmigungsverfahren ergibt 1 000 °C, weist demnach einen ausreichenden Sicherheitsabstand aus. Danach übernehmen vier voneinander unabhängige Kernnotkühlsysteme die Energieabfuhr aus dem Reaktorkern. Jedes der vier Systeme besitzt neben zwei Druckspeichern noch je eine Hochdruck- und eine Niederdruck-Einspeisepumpe. Unter realistischen Rechen-Annahmen wird das 1 200 °C Kriterium eingehalten, selbst wenn kein Druckspeicher (äußerst unwahrscheinlich, da es sich um eine passive Komponente handelt) und nur eine Niederdruckpumpe die Nachwärmeabfuhr aus dem Reaktorkern übernimmt. Dieses Beispiel soll die Konservativität des Genehmigungsverfahrens zeigen.

Im Forschungsprojekt Kernschmelzen wurde der 2F-Bruch der Hauptkühlmitteleitung mit Ausfall der Not- und Nachkühlsysteme als Grundlage für die Untersuchung der Kernschmelz-Phänomene festgelegt. In den Veröffentlichungen wird dieser Fall als Niederdruck-Kernschmelzpfad (ND-Pfad) bezeichnet. Erst als Ende der 80er Jahre TMI-Störfall passierte und die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke die Beherrschung kleiner Lecks im Primärkreis als risikobestimmend auswies, bekamen andere einleitende Ereignisse in der Sicherheitstechnik eine höhere Priorität.

Diese neue Situation wurde im Sachverständigenkreis Kernschmelzen, dem Beratergremium für das Bundesforschungsministerium, ausgiebig diskutiert. Man kam zu dem Schluss, dass die auf Basis des 2F-Bruchs entwickelten Modelle auch auf die Abläufe bei kleinen Leckagen im Reaktorkreislauf oder bei Kernschmelzen unter vollem Druck übertragen werden können. Deshalb konnte man bei laufenden und zukünftigen Kernschmelzprojekten beim 2F-Bruch bleiben; einige wenige für den Hochdruck-Kernschmelzpfad (HD-Pfad) typische Phänomene wurden getrennt untersucht. In der vorliegenden Ausarbeitung wird neben dem 2F-Bruch als zweiten Grenzfall auf den Kernschmelzablauf bei Betriebsdruck (HD-Pfad) detailliert eingegangen. Kernschmelzen bei kleinen Leckagen ist durch diese eingrenzende Betrachtung ebenfalls abgedeckt.

#### **4.1.2 Vorgänge im Reaktordruckbehälter (RDB) bis RDB-Versagen**

##### **4.1.2.1 Nachwarmeleistung**

Wie erwähnt, entstehen bei der Kernspaltung radioaktive Spaltprodukte; diese Isotope emittieren ionisierende Beta- und Gamma-Strahlung, welche die so genannte Nachwärme im Reaktor verursachen.

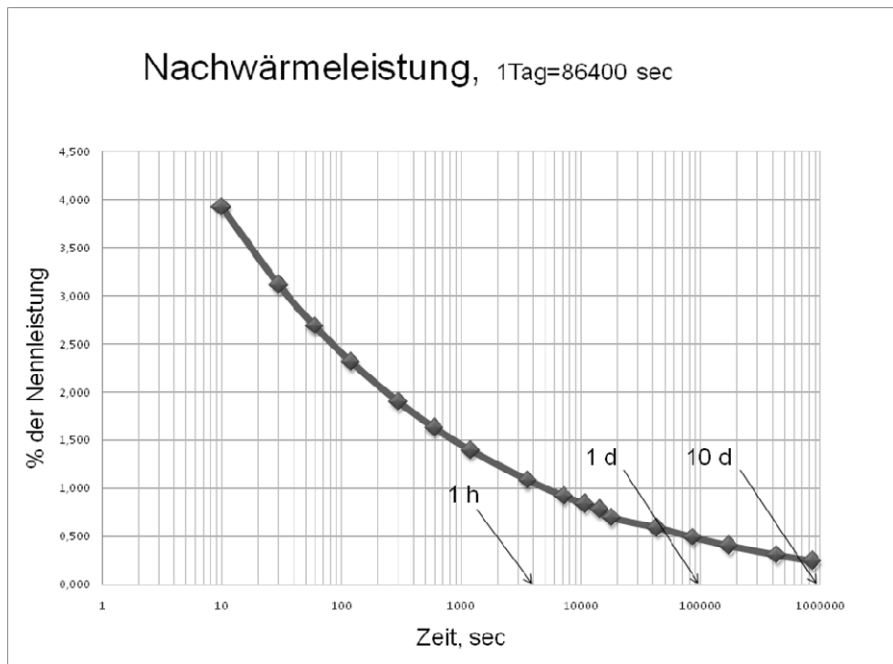


Abb. 4: Die Nachwärmeleistung für die Berechnung des Kernschmelzablaufs

Die Kernschmelzanalysen wurden für eine Vollast-Leistung von thermisch 3 733 MW und einer Brennstoffmenge von 115 Tonnen  $UO_2$  durchgeführt; die Anreicherung an spaltbaren  $U235$  beträgt 3,5 %. Die komplexen Aktivierungs- und Zerfallswege nach Abschaltung des Reaktors und damit die Nachwärmeleistung und das Spaltproduktinventar können in Abhängigkeit vom eingesetzten Uran-Mischoxyd sehr genau berechnet werden; der Abbrand-Zustand ist dafür eine wichtige Größe. Unter Abbrand versteht man die Menge an Wärmeenergie, die pro Masseneinheit in einem Brennelement erzeugt wird. Jährlich werden dem Reaktor 1/3 frische Brennelemente zugesetzt (Zyklusanfang). Am Ende des Zyklus ist im Vergleich zum Anfang das Inventar an radioaktiven Spaltprodukten deutlich höher. Die Nachwärmeleistung wurde mit dem größtmöglichen Spaltproduktinventar entsprechend dem Abbrand-Zustand je Kerndrittel von 10 000/19 600/33 500 MWd/t Schwermetall (Uran) am Zyklusende ermittelt. Megawatt-Tage pro Tonne ist das in der Reaktorauslegung übliche Maß für den Abbrand der Brennstäbe im Reaktorkern. Er bestimmt den Beladezyklus.

#### 4.1.2.2 Ereignisse bis zum Beginn des Kernschmelzunfalls

Der zeitliche Ablauf der einleitenden Ereignisse stellt sich wie folgt dar:

0 bis 17,5 Sekunden: Doppelendiger Bruch der Hauptkühlmittelleitung (2F-Bruch); Druckentlastung des Primärkreises; das Dampf-/Wassergemisch strömt ins Containment (Blow-Down).

17,5 bis 63 Sekunden: Der Reaktordruckbehälter ist bis zur Stützenunterkante der Hauptkühlmittelleitung durch die Einspeisung aus den 8 Druckspeichern aufgefüllt (siehe RDB-Schema in Abb.1); das überschüssige, borierte Wasser fließt in den Sumpf des Containments.

63 bis 1 150 Sekunden: Die Einspeisepumpen fördern boriertes Wasser aus den 8 Flutbehältern in den RDB; das überschüssige Wasser fließt ebenfalls in den Sumpf des Containments.

Nach 1 150 Sekunden: Es wird angenommen, dass trotz der vorhandenen redundanten Not- und Nachkühlssysteme mit insgesamt vier Pumpen die Umschaltung von Einspeisebetrieb auf Umwälzbetrieb aus dem Containmentsumpf nicht funktioniert. Der Kernschmelzunfall beginnt mit der Aufheizung und Verdampfung des Wassers im RDB.

#### 4.1.2.3 Restwasserverdampfung bis Kernoberkante

Nach 1 150 Sekunden befinden sich im RDB ab Unterkante Hauptkühlmitteleitung bis zur Kernoberkante  $22,3 \text{ m}^3$  Wasser. Die Verdampfung wird unter der Annahme berechnet, dass sich zum Zeitpunkt des Kühlgangausfalls das Wasser im RDB bei 2 bar Druck im Sättigungszustand befindet. In Realität dürfte unterkühltes Wasser vorliegen, da bis dahin große Mengen kalten Wassers in den RDB eingespeist wurden. Diese Annahme hat aber auf den Zeitverlauf kaum Einfluss, da die Verdampfungswärme viel größer ist als die Energie, die zum Aufheizen von unterkühltem Wasser bis auf Sättigung aufgewendet werden muss. Alle Kernregionen unter dem Wasser-/Wasserdampf-Gemisch-Spiegel tragen zur Verdampfung bei. Der Reaktorkern wird ausreichend gekühlt, solange er benetzt ist. Der Wasserspiegel erreicht mit der Kernoberkante die aktive Zone des Kerns nach weiteren 450 Sekunden, also insgesamt 1 600 Sekunden (26 Minuten) nach dem einleitenden Ereignis.

#### 4.1.2.4 Kernaufheizung bis zum Versagen der Kerntragestruktur

Die Aufheizung der Brennstäbe beginnt, sobald der Wasserspiegel in den Kernbereich abgesunken ist. Folgende Daten bestimmen die Vorgänge in dieser Zeitspanne: Zahl der Brennstäbe: 45 550; Hüllrohrdurchmesser: 10,75 mm; Wanddicke Hüllrohr: 0,72 mm; aktive Länge der Brennstäbe: 3,9 m; freie Strömungsfläche Kernbereich:  $5,6 \text{ m}^2$ ; der freie Querschnitt im RDB von  $13,4 \text{ m}^2$  entspricht der Summe der Flächen Kernbereich plus der Fläche zwischen dem Kernmantel und der RDB-Wand.

Zircaloy-Wasser-Reaktion (Zr-H<sub>2</sub>O-Reaktion): Nach 3 000 Sekunden (50 Minuten) sind die oberen Kernbereiche so heiß, dass die exotherme Zr-H<sub>2</sub>O-Reaktion einsetzt; sie trägt neben der Nachwärmeleistung mit einer Energie von 6 343 kJ (Kilojoule) pro kg Zircaloy nennenswert zur Aufheizung und zum Schmelzen des Kernmaterials bei. Die Zr-H<sub>2</sub>O-Reaktion setzt pro kg Zircaloy 0,0442 kg H<sub>2</sub> frei, die gemeinsam mit überhitztem Dampf in das Containment abströmen. Bei Kernversagen ist ca. das halbe Zircaloy-Inventar von 14 700 kg oxydiert; ungefähr 650 kg H<sub>2</sub> haben sich im Containment angesammelt. Die Leistung aus der Zirkon/Wasserreaktion übersteigt die Nachwärmeleistung zeitweise deutlich, wie Abbildung 5 zeigt. Im weiteren Verlauf nimmt die Zircaloy-Wasserreaktion deutlich ab, da die nach oben abströmenden Dampfmengen durch die teilweise mit Kernmaterial blockierte Querschnitte behindert werden und dadurch das metallische Zircaloy kaum erreichen; die restliche Zircaloy-Menge wird zu einem späteren Zeitpunkt umgesetzt.

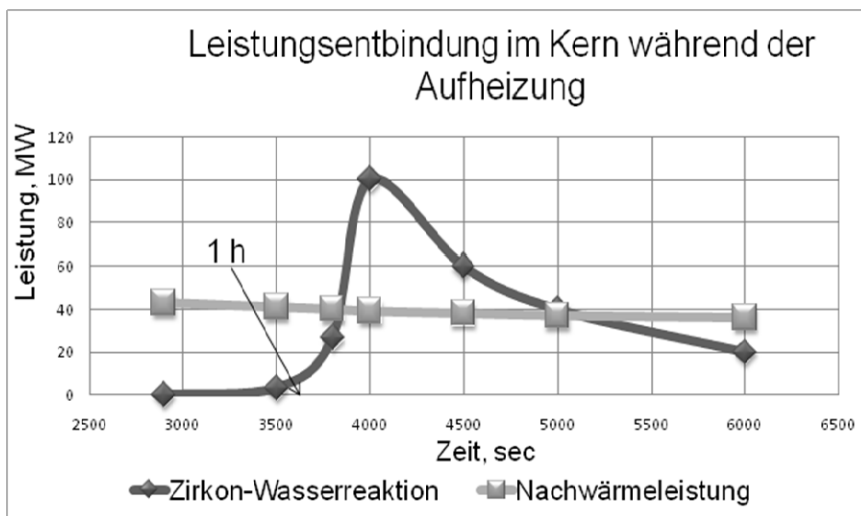


Abb. 5: Leistungsentbindung bei der Kernaufheizung

Die Energiebilanz in Abb. 5 gibt Aufschluss über die Anteile der Wärmequellen an der Wasserverdampfung und der Brennstabaufheizung in der Zeit nach Absinken des Wasserspiegels auf Kernoberkante und dem angenommenen Absturz des Kernmaterials in das untere Plenum des RDB. Die Nachwärmeleistung und die Energie aus der Zircaloy-Wasserreaktion von in Summe 260 000 MJ (Megajoule) werden je zur Hälfte für die Verdampfung und Überhitzung bzw. zum Aufschmelzen der Brennstäbe verbraucht. Die Dampftemperatur an der Kernoberkante hat sich in der Zeitspanne von 4 400 Sekunden (ca 75 Minuten) von 126 °C auf fast die Schmelztemperatur von 2 200 °C erhöht. 5 % der Energie wird durch Spaltprodukte über den RDB und die Bruchöffnung der Hauptkühlmitteleitung in das Containment freigesetzt.

Abschmelzmodell: Ab 1 500 °C bilden sich niedrigschmelzende Eutektika (Phasengleichgewichte bei einer Mischung von zwei oder mehreren Stoffen) von Zircaloy mit dem Brennstoff  $UO_2$ ; bei dieser Temperatur verlieren die Brennstäbe ihre ursprüngliche Form. Nach experimentellen Ergebnissen beginnt die Materialbewegung im Kernbereich zwischen 1 500 und 1 900 °C, beziehungsweise erst bei 2 200 °C, wenn das Hüllrohrmaterial stark oxydiert ist. Erstarrungs- und Wiederaufschmelzvorgänge („stop and go“) wiederholen sich beim Fortschritt der Schmelzfront vertikal nach unten in Richtung der Kerntragestruktur. Die Schmelzwärme liefert einen Beitrag als Wärmesenke. Die Material-Transportvorgänge entziehen sich einer genauen Beschreibung. Sobald ein Abschnitt 2 200 °C erreicht hat, wird dessen Masse und Energie vertikal in die darunter liegende, noch nicht „geschmolzene“ Masche des Gitter-Rechenetzes versetzt. Dieser relativ einfache Modellansatz sollte ausreichen, den stochastischen Vorgang ausreichend genau zu beschreiben.

Versagens-Kriterium der Kerntragestruktur: Absturz des Kernmaterials in die untere RDB-Bodenklotte wird unterstellt, sobald 80 % des Kernmaterials 2 200 °C erreicht hat. Nach 6 000 Sekunden (100 Minuten) ist die Schmelzfront im unteren Viertel des Kernbereichs knapp über dem Wasserspiegel angekommen (siehe Abb. 6); das obige Versagens-Kriterium ist zu diesem Zeitpunkt erfüllt, Kernmaterial stürzt in das untere Plenum des RDB ab. In Realität wird dieser Vorgang früher beginnen und später abgeschlossen sein. Der zeitliche Verlauf des Kernschmelzunfalls wird dadurch jedoch nur unwesentlich tangiert.

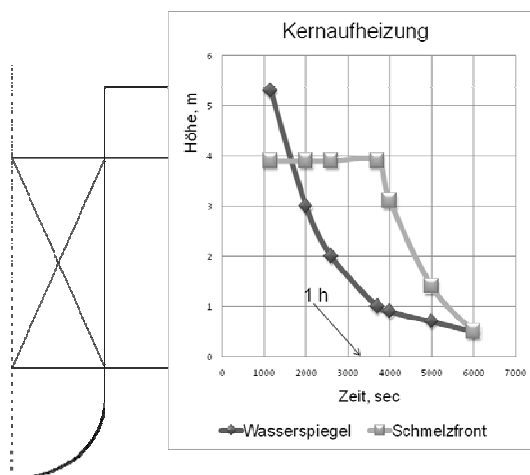


Abb. 6: Kernaufheizung: Wasser- und Schmelzfrontverlauf im RDB

Nachträgliche Kühlmaßnahmen: Wie schon erwähnt, kann durch späte Wassereinspeisung eine Kühlung des Kernmaterials wieder hergestellt werden, solange sich das teilweise geschmolzene Kernmaterial noch im RDB befindet.

Spaltproduktfreisetzung: Sie beginnt bei Hüllrohrtemperaturen zwischen 800 und 1100 °C; zu dieser Zeit wird das im Spalt zwischen der Brennstofftablette und dem Hüllrohr befindliche Inventar freigesetzt (überwiegend die Edelgase Krypton und Xenon). Bei höheren Temperaturen setzt die Freisetzung aus dem Brennstoff ein. Die Spaltprodukt-Menge ist abhängig vom Temperatur-/Zeitverlauf im Brennstoff; der Mechanismus der Freisetzung und der Ablagerung im Containment wird noch genauer beschrieben. Bei Kernabsturz wird angenommen, dass insgesamt 30 % der Nachwärmeleistung (NWL) durch Spaltprodukte ins Containment freigesetzt werden. Die in der Schmelze zu berücksichtigende NWL beträgt nach 6 000 Sekunden nur mehr 70 %. Die 30 %, die ins Containment gelangen, sind leichtflüchtige Spaltprodukte; dazu zählen die oben erwähnten Edelgase sowie die mittelflüchtigen Brom, Jod, Cadmium, Cäsium, Tellur und Antimon mit Halbwertszeiten, die in der Regel kürzer sind als die der Schwerflüchtigen, die in der Schmelze verbleiben. Nach längerer Zeit nimmt deshalb der Anteil der Nachwärmeleistung in der Schmelze wieder zu und beträgt zum Beispiel nach 100 Stunden 83 %.

#### *4.1.2.5 Restwasserverdampfung in der RDB-Bodenkalotte*

Das oben erwähnte Postulat, die gesamte Kernmasse stürzt auf einmal in die untere RDB-Bodenkalotte, ist willkürlich und wurde aus Gründen der Vereinfachung so festgelegt. In Realität ist zwar damit zu rechnen, dass eine beträchtliche Menge Kernmaterial auf einmal aus dem Kernbereich nach unten fällt; es wird sich dabei um ein Gemenge von flüssigem und festem Kernmaterial handeln. Andere Kernsegmente werden erst später folgen. Es ist nicht damit zu rechnen, dass die Barriere RDB sofort aufgrund der thermischen oder mechanischen Einwirkung von Kernmaterial versagt.

Aus Gründen der Vereinfachung wurde diese Kernschmelzphase recht einfach und übersichtlich modelliert. Selbst wenn es gelänge, die sehr komplexen Vorgänge zu beschreiben, würde eine sehr genaue Modellierung keine wesentlich neuen Erkenntnisse liefern. Aufgrund der engen Geometrie im Kernbereich und der unteren Kerntragestruktur kann so gut wie keine Wärmestrahlung aus dem Kernbereich in das untere Plenum gelangen. Die Annahme, bei Kernabsturz sei noch das gesamte Restwasser im unteren Plenum, ist unter diesen Randbedingungen plausibel. Außerdem wird unterstellt, dass bei Kernabsturz in das untere Plenum die Mischung aus 80 % Schmelze und 20 % Festmaterial fragmentiert wird und seine gespeicherte Wärme plus der aufgrund der Spaltproduktfreisetzung um 30 % reduzierten Nachwärmeleistung an das Restwasser abgibt. Dieser Vorgang geschieht nicht sofort, sondern läuft langsam ab, da im Vergleich zu guten Wärmeleitern die Wärmeleitung (WL) des Kernmaterials von 8 W/mK (die Einheit der WL in der Wärmetechnik ist Watt pro Meter und Grad Kelvin) um mehr als eine Größenordnung niedriger ist als z. B. die WL von Stahl. Zur Berechnung wurde eine Kugelschüttung (40 cm Durchmesser) unterstellt. Der Wärmefluss von Kugelmittle nach außen an das Wasser wurde mit Hilfe eines Schichtenmodells ermittelt. Aus diesem Wärmetransport ergibt sich der kontinuierliche Abfall des Wasserspiegels über und in der Schüttung. Dasselbe passiert nach Trockenlegung von Schüttungsteilen; die unbenetzten Bereiche heizen sich durch die in ihnen entbundene Nachwärmeleistung wieder auf. Die Restwasserverdampfung endet, sobald das Kernmaterial wieder geschmolzen ist. Ein Versagen des RDB durch die thermische Einwirkung von Teilschmelzen an nicht zu definierenden Stellen (durch so genannte „hot spots“) in der Zeit zwischen dem Ende der Ausdampfphase des Restwassers und der Bildung eines Schmelzsees in der unteren RDB-Bodenkalotte ist sehr wahrscheinlich.

Das Restzircaloy an den Schüttungsoberflächen kann bei der Oxydation durch vorbeiströmenden Dampf zur Aufheizung beitragen. Dieser Anteil wird nicht allzu groß sein, weshalb auf die Berücksichtigung dieses Energie-Quellterms in dieser Phase verzichtet wurde.

Die Ergebnisse (Abb. 7) zeigen, dass nach 6 700 s (1,9 Stunden) der Wasserspiegel das Schüttungsniveau erreicht; bis dahin sind bereits 75 % des gesamten Wasserinventars verdampft. Die Ergebnisse zeigen auch, dass die äußeren Kugelschalen ihre gespeicherte Wärme ans Restwasser abgeben. Im Kugellinneren kann aufgrund der schlechten Wärmeleitung nicht die gesamte Nachwärmeleistung nach außen abgegeben werden. Dies ist eine Schwäche des Kugelmodells, da in Realität weitaus größeren Oberflächen im Restwasser vorliegen werden, wodurch die Wärmeabgabe ans Wasser stärker zu Buche schlagen dürfte. Die Zeitspannen sind jedoch so kurz, dass auf eine Nachjustierung verzichtet wurde. Nach 9 450 Sekunden (2,6 Stunden) hat die Schüttung eine Temperatur von 2 400 °C erreicht. Zu dieser Zeitspanne kommt noch ein zusätzliches Zeitfenster dazu, da die Schmelzwärme noch aufgebracht werden muss. Nach 11 450 s (3,2 Stunden) hätte sich ein Schmelzsee gebildet.

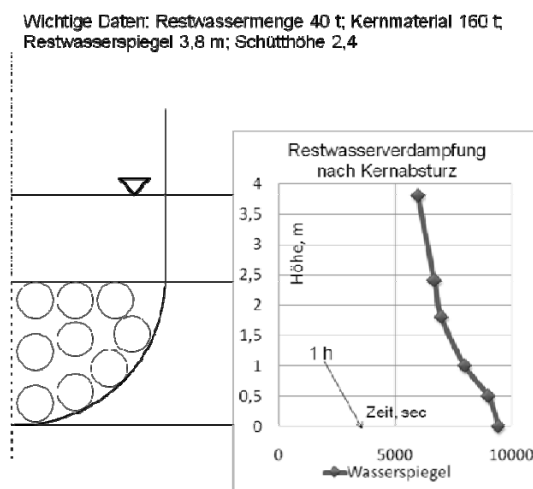


Abb. 7: Restwasserverdampfung in der RDB-Bodenkalotte

#### 4.1.2.6 Schmelzsee in der RDB-Bodenkalotte

Obwohl, wie erwähnt, die RDB-Bodenkalottenwand schon vor der Bildung eines Schmelzsees versagen kann, wird in diesem Abschnitt auf die Thermohydraulik einer Schmelze mit inneren Wärmequellen (Nachwärmeleistung) eingegangen. Im Schmelzsee kommt es zu konvektiven Vorgängen. Es bilden sich so genannte Rollzellen, die heißes Material vom Zentrum der Schmelze nach oben transportieren. Von dort bewegt sich die Zelle zu den Rändern und trifft zunächst auf den oberen Teil der von der Schmelze benetzten RDB-Wand, um dann auf dem Weg an der Bodenkalotte nach unten abzukühlen. Im unteren Teil der Bodenkalotte angekommen wird die abgekühlte Schmelze wieder ins Zentrum gezogen, um sich dort aufzuheizen. Der beschriebene Vorgang wiederholt sich. Aus dieser Konvektion lassen sich Wärmeströme ermitteln, die über die benetzte RDB-Wand von innen nach außen durch Wärmeleitung die RDB-Wand aufheizen.

Die Wärmeströme an die oberhalb der Schmelzsee-Oberfläche liegenden Strukturen wie Kernbehälter und RDB wurden aus einem Modellansatz für Wärmestrahlung in Abhängigkeit von der Höhe über der Schmelze ermittelt und deren Aufheizung wie die der benetzten RDB-Wand eindimensional berechnet. In beiden Fällen, unter und über der Schmelze, wurde kein Wärmeausgleich in der Struktur zwischen Zonen unterschiedlicher Wärmeströme berücksichtigt.

Folgende Gründe sprachen dafür, diesen Wärmetransportmechanismus zu untersuchen: Zum einen kann das Konvektionsmodell auf größere Schmelznester im Kernbereich übertragen werden, unter Umständen sogar auf die Vorgänge im Betonfundament. Ein Vergleich der Wärmetransportmodelle



gibt auch Aufschluss darüber, wie wichtig es ist, für die lokalen Wärmeströme zwischen der Schmelze und ihrer Umrandung die richtigen Ansätze zu finden. Auch soll dem Leser vermittelt werden, dass im Projekt Kernschmelzen auf einem hohen wissenschaftlichen Niveau gearbeitet wurde.

Die Spaltproduktfreisetzung wird vom Temperatur-Zeitverlauf des Brennstoffs bestimmt. Nur im RDB, nicht im Kernbereich sondern im Schmelzsee, wird eine Temperatur von 2 400 °C erreicht. In Kleinexperimenten in Schmelz-Tiegeln wurden nach 2 bis 3 Minuten Verdampfungseffekte (Aerosole) beobachtet, allerdings in einem im Vergleich zur RDB-Geometrie wesentlich ungünstigeren Verhältnis von Oberflächen zu Volumen. Die Annahme eines Schmelzsees ist daher bezüglich der Spaltproduktfreisetzung sehr konservativ.

Im Labor wurde die Metallurgie von Schmelze/Stahl untersucht. Dabei gab es keine Hinweise auf niedrigschmelzende Eutekrika; die Schmelztemperatur von Stahl beträgt 1 400 °C. Der Einfluss des Eigengewichts der Schmelze auf die Versagens-Temperatur des Stahls wurde nicht berücksichtigt – ebenfalls ein konservativer Ansatz.

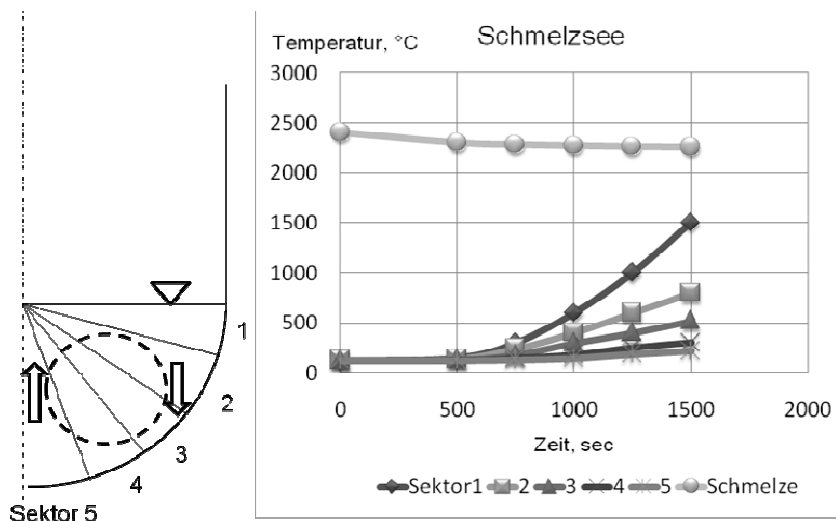


Abb. 8: Temperatur der Schmelze und das errechnete Temperaturprofil über die vom Schmelzsee benetzte RDB-Wand

Die benetzte RDB-Wand heizt sich schnell auf. Die Ergebnisse in Abb. 8 zeigen, dass aufgrund des Wärmetransports aus dem heißen Zentrum des Schmelzsees nach oben der Wärmestrom im Sektor 1 der benetzten RDB-Wand am höchsten ist. Er verringert sich deutlich nach unten in den Sektoren 2, 3 und 4 und weist im Sektor 5 einen um mehr als eine Größenordnung geringeren Wert als im Sektor 1 auf. Dieser Einfluss zeigt sich deutlich im Temperaturverlauf der unterschiedlichen Sektoren. Oben in Nähe der Schmelzseeoberfläche wird nach 1 500 s die Schmelztemperatur des Stahls in der äußersten Schicht des Wärmeleit-Geometriemodells erreicht und die Rechnung abgebrochen. Der unterste Sektor erreicht zur selben Zeit ein Temperaturniveau von deutlich unter 500 °C.

Dies würde bedeuten, dass die Bodenkalotte in der Nähe der Schmelzsee-Oberfläche durchschmilzt und die gesamte Bodenkalotte mit der Schmelze nach unten in die Schildgrube (so heißt der Bereich unter dem RDB) abstürzt. Dies ist nach 12 950 s der Fall. Wie erwähnt, dieser Versagens-Mechanismus ist sehr theoretisch. Vielmehr ist davon auszugehen, dass die Bodenkalotte schon früher versagt. Im Vergleich zum Wärmetransport nach unten ist die Wärmeabgabe durch Wärmestrahlung nach oben an die unbenetzten Strukturen im RDB um den Faktor 4 kleiner und spielt keine nennenswerte Rolle. Die mittlere Temperatur der Schmelze sinkt um ca. 200 °C, ein Indiz

dafür, dass an der Oberfläche und vielleicht auch an den kalten Zonen in der Schmelze selbst ganz unten in der Bodenkalotte Erstarrungsvorgänge auftreten.

Alternatives Abschmelzmodell: Zur Eingrenzung des zeitlichen Ablaufs wurde noch eine alternative Abschmelzmodell-Vorstellung entwickelt: Die Teilschmelzen laufen aus dem Kernbereich in das untere RDB-Plenum ab und tragen dort zur Restwasserverdampfung bei. Bis unmittelbar vor Auftreten der ersten Teilschmelze im Reaktorkern sind die Rechenergebnisse gleich; danach ergeben sich Unterschiede: Aufgrund der Restwasserverdampfung durch die abfließenden Teilschmelzen fällt der Wasserspiegel schneller auf das Niveau der Kernunterkante. Der Kern wird durch die Wasserverdampfung im unteren Plenum während der Kernaufheizung besser gekühlt. Dadurch ist die Zircaloy/Wasserreaktion geringer (40 statt 50 %); zu dem Zeitpunkt, wenn das gesamte im RDB befindliche Restwasser verdampft ist, sind 70 % des Kernmaterials geschmolzen. Dieses Material liegt mit niedriger Temperatur in der Bodenkalotte des RDB. Kurze Zeit später haben 80 % des Kerns die Schmelztemperatur und damit das Kriterium für den Kernabsturz erreicht.

Die in das Projekt Kernschmelzen involvierten Fachleute waren sich einig, dass es sich – da nicht sehr relevant – nicht lohnt, noch detailliertere Abschmelzmodelle zu entwickeln. Die Realität dürfte näher an den Ergebnissen von Modell 1 liegen; ein Ausfließen von beträchtlichen Schmelzmengen aus dem Kernbereich durch die kleinen, teilweise deutlich kühleren freien Querschnitte im unteren Kernbereich samt Tragestruktur wird, wenn überhaupt, nicht so gravierend sein wie unterstellt; vielmehr dürfte sich über dem Kernquerschnitt eine Gemisch-Schicht zäher Materials bilden, deren Front sich gegen die untere Kerntragestruktur bewegt. Der weitere Ablauf orientiert sich demnach am zeitlichen Geschehen des im Abschnitt Kernaufheizung beschriebenen Abschmelz-Vorgangs.

#### **4.1.3 Beton/Schmelze-Wechselwirkung**

Schon frühzeitig im Projekt Kernschmelzen war klar, dass die Vorgänge bei der Wechselwirkung der Schmelze mit dem Beton des Gebäudefundaments die Zeitspanne bestimmen werden, in der die Barriere 4, die Stahlhülle des Containments, die Freisetzung von Radioaktivität nach außen verhindert.

Zu klären waren die wichtigen Fragestellungen:

- Wie viel Dampf und nicht kondensierbare, darunter auch brennbare Gase entstehen?
- Penetriert die Schmelze in vertikaler Richtung den ungefähr sechs Meter dicken Beton?
- Die Schmelze befindet sich nach Durchdringung der unteren RDB-Bodenkalotte in der Schildgrube. Dort trennt sie in horizontaler Richtung eine 80 cm dicke Betonhülle vom Sumpfraum. Wird diese Wand penetriert und was passiert, wenn Sumpfwasser die Oberfläche der Schmelze flutet?

Für die Ermittlung der Energiebilanzen und des Schmelzfrontfortschritts ist Beton ein sehr komplexer Baustoff. Er besteht aus 300 kg Zement pro m<sup>3</sup> fertigem Beton, mit den Bestandteilen Tonerde (SiO<sub>2</sub>, Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>), Kieselsäure und gebranntem Kalk (CaO), Zuschlagstoffen und Wasser (5,8 Gewichtsprozent). Die Zuschlagstoffe stammen in der Regel aus der Umgebung der Baustelle; ihre Zusammensetzung kann stark variieren. Die Analyse von Betonproben aus deutschen Kernkraftwerken hat gezeigt, dass die Zuschläge neben Tonerde (Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub>) einen hohen Prozentsatz an Quarz (SiO<sub>2</sub>) und nur einen geringen Anteil von Kalk (CaCO<sub>3</sub>) aufweisen. Der Rechnung liegt folgende Betonzusammensetzung zugrunde: 81,5 % SiO<sub>2</sub>, 9,8 % CaO, 5,7 % Al<sub>2</sub>O<sub>3</sub> und 3 % CO<sub>2</sub>; die Werte sind bezogen auf die Beton-Trockenmasse. Dieser Beton wird als „silikatisch“ bezeichnet. Beton schmilzt zwischen 1 300 °C und 1 500 °C; gerechnet wurde mit 1 300 °C, da die silikatischen Bestandteile überwiegen; seine Zerstörungsenthalpie (die Energie, die benötigt wird, den Beton aufzuheizen und zu schmelzen) beträgt 2 284 kJ/kg.

Beim so genannten karbonatischen, kalkreichen Beton kann sich der CaO-Anteil bis auf 50 % und der CO<sub>2</sub> Anteil auf 35 % erhöhen. Man sieht auf den ersten Blick, dass sich unter diesen Randbedingungen die Gasfreisetzung aus dem Schmelzfront-Fortschritt im Vergleich zum silikatischen Beton deutlich erhöhen wird.

Laboruntersuchungen, die durch Experimente im größeren Maßstab bestätigt wurden, haben gezeigt, dass sich die metallische von der oxydischen Phase der Schmelze trennt; die metallische kommt unter der oxydischen zu liegen. Der Beton enthält 200 kg Eisenarmierung pro m<sup>3</sup> Beton; dieser Anteil wird mit fortschreitender Schmelzfront der Schmelze-Metallschicht zugeschlagen, die oxydischen Betonbestandteile der Oxydschicht. Die Reaktionsenergien der Metall-Wasserreaktion wurden entsprechend dem Dampfangebot in der Reihenfolge Rest-Zircaloy (zu 100 %, stark exotherm), Chrom (ebenfalls zu 100 %, auch exotherm) und Eisen (Oxydationsgleichgewicht liegt bei 50 %, leicht endotherm) berücksichtigt.

Den Schmelzfrontfortschritt prägen ausschließlich thermische Einflüsse; Experimente haben ergeben, dass es weder zum Abplatzen noch nicht erschmolzener Betonbestandteile in Kontakt mit der anfangs sehr heißen Schmelze aufgrund thermischer Spannungen noch zur Bildung von Eutektika kommt.

Von großem Einfluss auf die Energie- und Massenbilanzen sind die Mechanismen des Wärmeübergangs in der Grenzschicht zwischen Schmelze und Beton. Der Wärmeübergang ist geprägt von der Entstehung und Ausströmung von Wasserdampf und CO<sub>2</sub> aus dem aufschmelzenden Beton in die Schmelze. Auch geschmolzene Betonbestandteile wie SiO<sub>2</sub>, CaO und Fe suchen sich ihren Weg in die Metall- bzw. in die Oxydschicht bzw. zur Oberfläche der Schmelze.

Siedevorgänge bestimmen den Wärmeübergang zwischen Schmelze und dem Beton, weshalb für die Beschreibung des Schmelzfront-Fortschrittes ein Film- (für die Frühphase) und ein Blasenmodell (für die Zeit danach) entwickelt wurden. Die Existenz eines Gasfilms (Wasserdampf/CO<sub>2</sub>) wurde bei Versuchen mit Thermit-Schmelzen in Betontiegeln mittels Ultraschall nachgewiesen. Im Gasfilm erfolgt der Wärmeübergang durch Leitung und Strahlung; bei stark geneigten oder senkrechten Wänden bildet sich ein kontinuierlicher, nach oben strömender Gasfilm, während sich am horizontalen Boden aus dem Gasfilm Blasenschwärme lösen, die zur Schmelzen-Oberfläche wandern. Sinkt die Temperaturdifferenz an der Grenzfläche ab, wird die Schmelze den Beton benetzen. Wie Modellversuche mit porösen Platten zeigen, lösen sich einzelne Gasblasen von der Grenzschicht und steigen in der Schmelze auf.

Wichtige Daten: Beginn 12950 sec, Temperatur Schmelze 2259 °C, Beton 20 °C, Radius Schildgrube 3,2 m, Metall 28200 kg Fe, 15000 kg Zr, 5800 kg Cr, 3500 kg Ni, Summe 52500 kg, Oxyd Brennstoff 115000 kg, ZrO<sub>2</sub> 20000 kg, Summe 135000 kg, Betonabschirmung zum Sumpfwasser 0,8 m

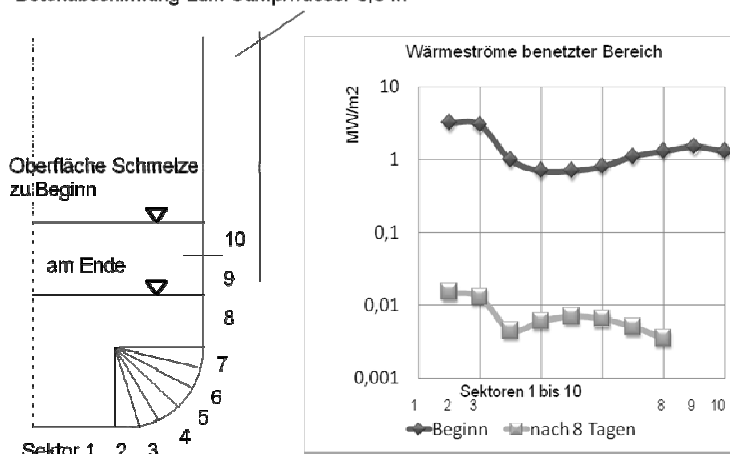


Abb. 9: Wärmeströme an der Grenzfläche Schmelze/Beton

Später, sobald die Grenzflächen-Temperatur unter die Erstarrungstemperatur der metallischen oder oxydischen Phase abfällt, ist Krustenbildung zu erwarten; über Störstellen kann das Gas nach oben abströmen. Sollte sich noch später in der Wechselwirkung eine gasdichte Schicht bilden, würden die schon für den Schmelzsee in der unteren RDB-Bodenkalotte entwickelten konvektiven Wärmeabfuhr-Mechanismen gelten. Dieses Szenario wurde jedoch in keinem der Versuche nachgewiesen. Vielmehr haben die abschließenden Großexperimente gezeigt, dass die Schmelze gasdurchlässig bleibt, selbst wenn sie zum Stillstand kommt.

Die Ergebnisse der bereits erwähnten Großexperimente zur Wechselwirkung einer Schmelze mit dem Beton des Reaktorfundaments machten eine Anpassung der Wärmeübergangsbeziehungen erforderlich. Befriedigende Ergebnisse der Nachrechnungen brachte eine modifizierte Übergangs-Siedebeziehung zwischen dem Siede- und dem Blasenmodell.

In den ersten Tagen wird die Wärmeableitung in die kälteren Betonstrukturen den Schmelzfrontfortschritt kaum beeinflussen. Erst sehr spät wird dieser Effekt spürbar. Die Wärmeabfuhr von der Schmelzen-Oberfläche in die Schildgrube durch Wärmestrahlung ist in Summe nicht allzu groß, umso mehr als nach nicht allzu langer Zeit das im Containmentumpf gesammelte Wasser die Schildgrube und damit die Schmelzen-Oberfläche fluten wird. Die Schmelze hat nach 7 Stunden Wechselwirkung die freistehende Betonabgrenzung in horizontaler Richtung zum Sumpfraum des Containments durchdrungen. Dort haben sich zwischenzeitlich 1 500 Tonnen Wasser angesammelt. Ab diesem Zeitpunkt ist die Schmelzen-Oberfläche von Wasser bedeckt und wird gut gekühlt. Dann stellen sich Siedevorgänge ein, die mit der Zeit zur Ausbildung einer festen, aber gasdurchlässigen Kruste an der Grenzschicht führen.

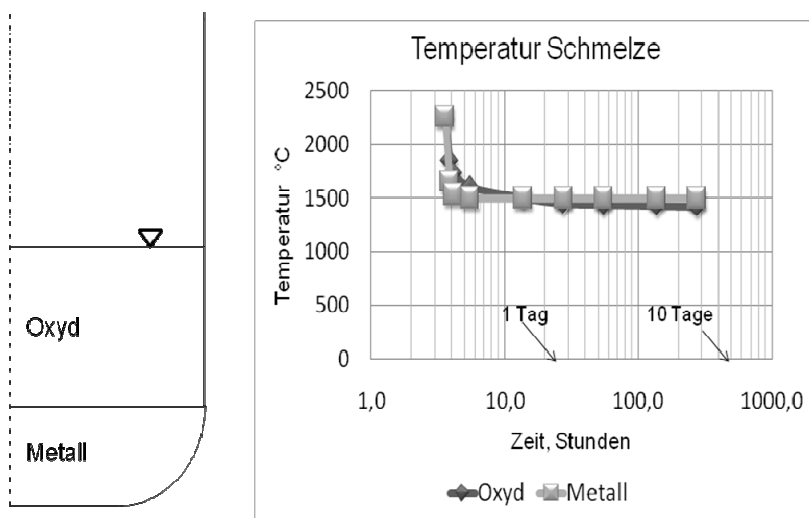


Abb. 10: Temperaturverlauf der Schmelze

Wie Abb. 10 zeigt, entfacht das Gas eine starke Rührwirkung mit der Folge, dass sich beide Phasen der Schmelze nahezu auf demselben Temperaturniveau befinden. Die Temperatur der anfangs sehr heißen Schmelze sinkt durch die Zumischung von  $\text{SiO}_2$  deutlich ab. Sie liegt schon nach einigen Stunden der Wechselwirkung mit dem Beton im Bereich zwischen ihrer Verflüssigungs- und Erstarrungstemperatur.

Das Gasvolumen in der Schmelze beträgt aufgrund des starken Gasblasenanteils anfangs 50 %, geht aber mit fortschreitender Abkühlung der Schmelze deutlich zurück. Nach einem Tag ist die Oberfläche der Schmelze um ungefähr einem Meter abgesunken.

Über Tage der Wechselwirkung aufaddiert ist die Nachwärmeleistung die treibende Kraft für den Schmelzfrontfortschritt. Anders als während der Kernaufheizung im Reaktordruckbehälter, die nur sehr kurze Zeit dauert und bei viel höherer Temperatur abläuft, spielt die Wärmeentbindung durch die Reaktion der Metalle (Zircaloy und Chrom) mit Wasser bei der Schmelze-Beton-Wechselwirkung mit einigen wenigen Prozent nur eine sehr untergeordnete Rolle. Die Energiebilanz zeigt, dass anfangs die Wärmeabfuhr in den Beton die nach oben abgegebene Energie deutlich überwiegt. Bei Abbruch der Rechnung nach 9 Tagen werden jedoch 60 % der in der Schmelze entbundenen Energie über die Schmelzen-Oberfläche abgegeben, eine Folge der guten Kühlung durch das über der Schmelze gelegene Sumpfwasser.

Die langfristigen Kavernenformen, wie die in Abb. 11 nach 5 oder 9 Tagen gezeigten, sind mit Vorsicht zu genießen. Wie bereits erwähnt, spielen sich in den beiden Schmelze-Schichten Metall und Oxyd an der Grenzschicht nach oben und auch zum Beton Erstarrungsvorgänge ab, die 1986 noch nicht ausreichend verifiziert vorlagen. Die erstellten Modelle reichten noch nicht aus, um belastbare Aussagen darüber zu machen, ob und wenn ja in welcher Tiefe des Betonfundaments die Schmelze zur Ruhe kommt. Das ist nur möglich, wenn die Wärmezufuhr aus der Schmelze durch Wärmeleitung in den Beton und von dort in den Untergrund, bei flussnahen Standorten in das Grundwasser, abgeführt wird. Selbst wenn die Schmelze das Betonfundament in vertikaler Richtung durchdringt, werden die Auswirkungen im Vergleich zu dem, was vorher passiert, nicht gravierend sein. Die Schmelze ist verkrustet; die in ihrem oxydischen Teil vorhandenen langlebigen Spaltprodukte sind durch das  $\text{SiO}_2$  stark verdünnt und gegen Auslaugen zum Beispiel durch Grundwasser recht gut geschützt. Die Schmelze trennt wie ein Korken den Untergrund von der Containment-Atmosphäre, sodass es zwischen diesen beiden Räumen vermutlich zu keinem Austausch kommen dürfte.

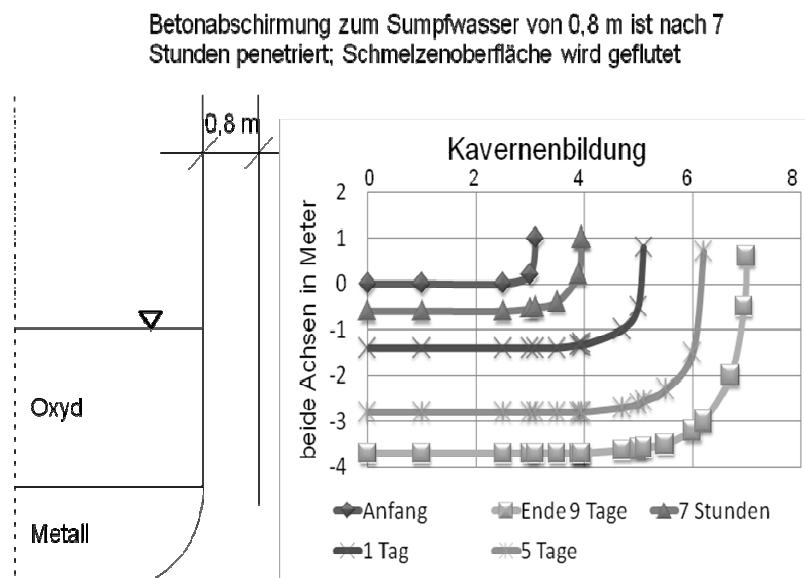


Abb. 11: Penetration des Gebäudefundaments

#### 4.1.4 Energiebilanzen im Containment

##### 4.1.4.1 Druckaufbau

Das Reaktorgebäude hat von außen eine Halbkugelform – ein ganz typisches Merkmal der vom deutschen Hersteller errichteten und in Deutschland betriebenen Druckwasserreaktoren. Der äußere Stahlbetonmantel (auch Betonhülle genannt) hat eine Schutzfunktion, vor allem vor Einwirkungen

von außen. Im vorliegenden Referenz-DWR umschließt, wie bereits erwähnt, die Betonhülle eine dichte Stahlhülle mit über 50 m Durchmesser, einer Wanddicke von nicht ganz 40 mm und einem Auslegungsdruck von 6,3 bar bei 145 °C. Zwischen Stahl- und Betonhülle befindet sich ein Ringraum, aus dem kleine Leckagen von radioaktiven Jod und Partikel abgesaugt und in Filtern zurück gehalten werden. Innerhalb der Stahlhülle sind die wichtigen Reaktorkomponenten und Hilfssysteme sowie das Brennelement-Lagerbecken angeordnet.

Die Energie- und Massenströme, die dem Containment zugeführt werden, bestimmen den Druckaufbau und damit den Versagenszeitpunkt der Stahlhülle und die Menge an freigesetzter Radioaktivität über den Ringraum in die Umgebung des Kraftwerks. Innerhalb der Stahlhülle steht für den Druck- und Temperaturaufbau ein großes freies Volumen von 70 000 m<sup>3</sup> und als Wärmesenken beträchtliche Flächen an Beton- und Stahlstrukturen zur Verfügung. Die konstruktive Ausführung des Containments ist ein Ergebnis der deutschen Genehmigungsrichtlinien, die eine räumliche Trennung von wichtigen Komponenten und Sicherheitssystemen und eine Strahlungsabschirmung auch innerhalb des Containments fordert. Dies sind die Gründe dafür, dass bei den in Deutschland betriebenen Reaktoren im Vergleich zu denen in anderen Ländern mehr Wärmesenken für die Energiebilanzen beim Kernschmelzunfall zur Wirkung kommen; sie mildern die Auswirkungen eines Kernschmelzunfalls ab.

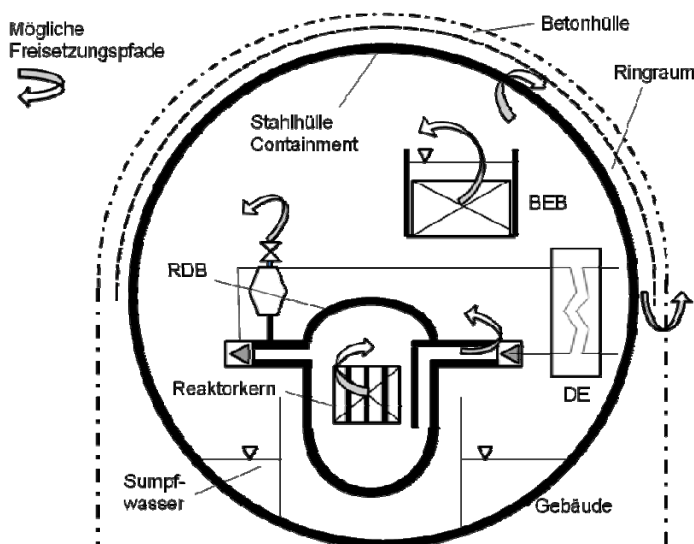


Abb. 12: Schema Freisetzungswegen DWR

Abb. 12 zeigt die möglichen Freisetzungspfade aus dem Primärkreislauf (über das Leck in der Hauptkühlmittelleitung (ND-Pfad) bzw. über den Druckhalter (HD-Pfad)), aus dem Brennelement-Lagerbecken (BEB), über die Stahlhülle nach Überdruckversagen in den Ringraum und von dort über das Gebäude ins Freie.

Die Energiebilanzen zeigen die Abb. 13 (Energiezufuhr) und Abb. 14 (Aufteilung Schmelzen/Luftraum/Wasser/Strukturen/Leckage)

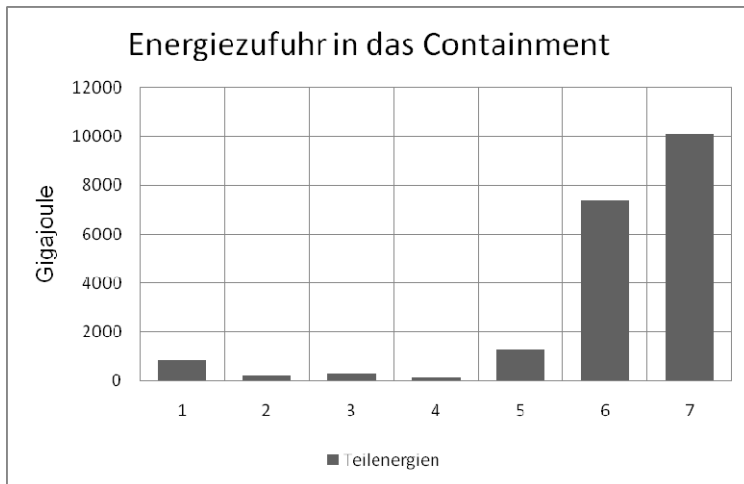


Abb. 13: Energiezufuhr

Abb. 13: Die Teilenergien sind: 1. Einleitung 2F-Bruch plus Einspeisung aus Druckspeichern und Flutbehältern; 2. Ende 1. bis RDB-Versagen; 3. Wechselwirkung Schmelze/Beton bis Versagen Stahlhülle; 4. Wechselwirkung Schmelze/Beton von Versagen Stahlhülle bis das Sumpfwasser verdampft ist; 5. Spaltprodukte im Containment luftgetragen; 6. Sumpferdampfung; 7. Summe aller Teilenergien.

Die Bilanz der dem Containment zugeführten Energien zeigt, dass die Verdampfung des Sumpfwassers den bei weiten höchsten Anteil ausmacht. Auch wenn der Balken 6 für die Verdampfung des gesamten Sumpfwassers gilt, bestimmt die Sumpferdampfung den Druckaufbau und damit auch die Zeitspanne bis zum Überdruckversagen der Stahlhülle. Der zweithöchste Anteil ist die Energie der luftgetragenen Spaltprodukte. Die Energiezufuhr aus den Vorgängen im RDB (Input aus Restwasserverdampfung und Aufheizung/Schmelzen des Reaktorkerns) sind für das Containment unerheblich.

Erläuterungen zu Abb. 14: Energie 1 geht ins Schmelzen von Kern- und Strukturmaterial; 2 in die Wände des Containments; 3 in den Sumpf und die Atmosphäre; 4 in die Leckage in den Ringraum zwischen Stahl- und Betonhülle. Die Darstellung zeigt insbesondere die Bedeutung der Wärmeabfuhr in die Strukturen. Während einer Dauer von 10 Tagen wird ca. die Hälfte der dem Containment zugeführten Energie in den Strukturen absorbiert und trägt nicht zum Druckaufbau bei.

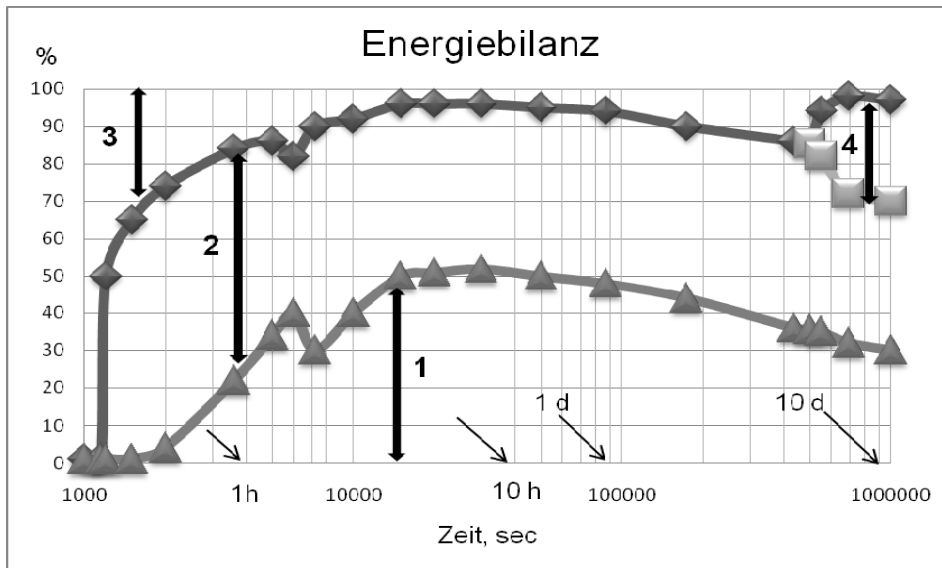


Abb. 14: Aufteilung Schmelzen/Luftraum/Wasser/Strukturen/Leckage

Druck und Temperatur im Gasraum und im Sumpf wurden mit Hilfe der Grundgleichungen der Thermodynamik ermittelt. Sie sind über die Oberfläche des Sumpfwassers miteinander gekoppelt. Die Strukturen können je nach der Temperatur als Wärmesenke oder auch als Wärmequelle wirken; Kondensation an der Strukturoberfläche wird berücksichtigt; das Wasser wird dem Sumpf zugeschlagen. Das Temperaturprofil in den Beton- und Stahlstrukturen wird über einen eindimensionalen Wärmeleitungsansatz ermittelt. Bei den während der Sumpferdampfung freigesetzten Mengen an  $\text{CO}/\text{CO}_2/\text{H}_2/\text{H}_2\text{O}$  wurde ein Verhältnis entsprechend dem Wassergasgleichgewicht berücksichtigt. Diesbezügliche Hinweise ergab eine Untersuchung des Abgases während der schon erwähnten Großversuche zur Schmelze-Beton-Wechselwirkung. Der Anteil der Nachwärmeleistung im Containment wurde mit 30 % konstant gehalten, obwohl, wie schon ausgeführt, dieser Anteil mit der Zeit abfallen wird. Auf die Ergebnisse hat diese Vereinfachung nur wenig Einfluss. Von den 30 % werden zwei Drittel dem Sumpf und ein Drittel dem Gasraum zugeschlagen.

Die thermodynamischen Zustände im Containment während des 2F-Blow-Down und der Wassereinspeisung aus Druckspeichern und Flutbehältern werden nur ganz kurz beschrieben. Dem Containment werden in den ersten ca. 20 Minuten Dampf und Wasser mit einem Energieinhalt von 840 Gigajoule zugeführt. Nach 17 Sekunden wird der Maximaldruck von 4 bar erreicht. Die dominierende Bedeutung der Energieabfuhr in die Wände zeigt sich schon während der ersten 20 Minuten. Es werden nämlich ca. 30 % der oben erwähnten Energie durch deren Aufheizung abgeführt. Die Beton- und Stahlstrukturen sind an der Oberfläche zwischen 70 und 80 °C warm, haben beginnend mit 30 °C demnach schon deutlich Wärme aufgenommen. Das Sumpfwasser hat eine Temperatur von 80 °C.

Nach 1150 Sekunden ist der Druck auf 2 bar gesunken, die Atmosphäre im Sättigungszustand. Zu diesem Zeitpunkt startet der Kernschmelzunfall; die thermische Vorbelastung aus den einleitenden Vorgängen wurde berücksichtigt. Der Druckverlauf in der Abb. 15 zeigt, dass die Vorgänge während der Verdampfung des im oberen Plenum des RDB befindlichen Wassers und der Kernaufheizung einen nur geringen Einfluss auf den Druckverlauf haben; das liegt daran, dass sich in den fast 20 Minuten nach 2F-Blow-Down die Oberflächentemperatur der Containment-Einbauten soweit reduziert hat, dass die zugeführte Wärme in die Einbauten abgeführt werden kann. Erst der Energieschub nach Kernabsturz zeigt sich in einem Druckanstieg nach ca. 6000 Sekunden. Nicht eingezeichnet sind die Partialdrücke der nicht kondensierbaren Gase, da entweder zu gering oder



nahezu konstant. Wie zu erwarten, bestimmt die Sumpfwasserverdampfung den langfristigen Druckaufbau.

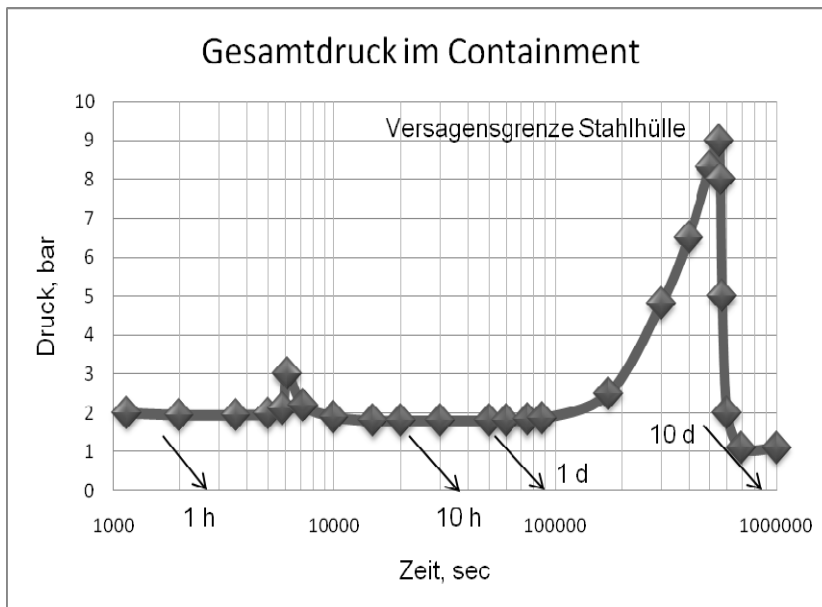


Abb. 15: Berechneter Druckverlauf im Containment

Die Frage bei welcher Druckbelastung die Stahlhülle ihre Dichtigkeit verliert und wie der Versagens-Mechanismus aussieht, wurde mit ingenieurmäßigen Mitteln abgeschätzt und durch Modellversuche an einer konstruktiven Variante überprüft. Danach dürften größere Leckagen an Störstellen, wie zum Beispiel an der Materialschleuse bei Drücken deutlich über dem Auslegungswert auftreten. Für die Rechnung wurde als Versagens-Mechanismus ein Querschnitt von  $300 \text{ cm}^2$  bei 9 bar gewählt. Der Versagens-Gesamtdruck innen an der Hülle ist jedoch nicht auf konstruktiv und geometrisch unterschiedlich ausgeführte Durchdringungen übertragbar. In konkreten Fällen empfiehlt sich eine Überprüfung der Schwachstellen der Stahlhülle. Die Versagensgrenze der Stahlhülle wird nach 6,1 Tagen erreicht; dann beginnt die Druckentlastung des Containments. Andere systemspezifische Möglichkeiten der Druckentlastung wurden nicht betrachtet.

Der Druck im Containment fällt nach Beginn der Druckentlastung innerhalb relativ kurzer Zeit auf nahezu Atmosphärendruck ab. Die Stahlhülle und die Stahl- sowie Betoneinbauten im Containment geben Wärme ab, die dem Ringraum und den dort befindlichen Strukturen zugeführt wird. Während und nach der Druckentlastung wird längere Zeit im Containment keine Kondensation mehr stattfinden. Das Sumpfwasser wird Sättigungstemperatur (ca.  $100 \text{ }^\circ\text{C}$ ) zum Dampfpartialdruck von ca. 1 bar annehmen.

Der Ringraum ( $40\,000 \text{ m}^3$  freies Volumen) ist baulich so ausgeführt, dass es keinen Sumpfraum wie im Containment gibt. Vielmehr werden auf den diversen Ebenen einige Wasseransammlungen entstehen. Der Ringraum enthält folgende Strukturflächen: Betoneinbauten  $40\,000 \text{ m}^2$  und Betonhülle  $7\,500 \text{ m}^2$ . Vom Ringraum gibt es einige Verbindungen zum HAG und von dort nach außen. Überschlägige Abschätzungen an einer konstruktiven Variante haben ergeben, dass sich eine der Verbindungen zum HAG mit einem Querschnitt von  $2 \text{ m}^2$  bei einem Differenzdruck von 50 Millibar öffnen wird. Andere Barrieren (z. B. Schleusen) dürften erst bei einer höheren Druckdifferenz versagen. Die Betonhülle selbst wird einem Differenzdruck von mindestens 0,5 bar standhalten.

Rechenergebnisse zeigen, dass von der Dampfmenge, die in den Ringraum gelangen, ca. die Hälfte kondensiert. Nach 8 Tagen befinden sich noch ca. 20 Tonnen Dampf im Ringraum, der im weiteren Verlauf konstant bleibt. Von der gesamten dem Ringraum bis zum Ende der Sumpfverdampfung zugeführten Energie gelangt ca. ein Drittel in das Hilfsanlagegebäude (HAG), der überwiegende Rest heizt die Betonstrukturen im Ringraum auf.

Die genauere Berechnung des Abström-Pfades und des Rückhalte-Potenzials für den einströmenden Dampf samt den darin enthaltenen Spaltprodukten ins HAG und von dort nach außen ist aufgrund der nur geringen treibenden Kräfte schwierig; sie ist auch für den betrachteten Fall des späten Überdruckversagens nicht von entscheidender Bedeutung, weshalb im Niederdruckpfad auf die Berücksichtigung dieser Wärmesenken verzichtet wurde. Allerdings empfiehlt es sich, bei anderen Kernschmelz-Szenarien das Rückhaltepotenzial im HAG und/oder anderen angrenzenden Gebäudeteilen einzubeziehen. Es ist damit zu rechnen, dass ein Teil des Spaltproduktinventars (radioaktives Jod wird von der gasförmigen in die flüssige Phase transportiert und auch mit Cäsium befrachtete Aerosole werden abgeschieden) auf dem Weg durch Ringraum und anschließende Gebäudeteile zurückgehalten wird.

#### *4.1.4.2 Die Verbrennung von Wasserstoff im Containment birgt das Risiko einer frühen Spaltproduktfreisetzung*

Eine Verbrennung kann als Deflagration oder als Detonation auftreten. Bei einer Deflagration läuft die Verbrennungsreaktion in Millisekunden, jedoch unter der Schallgeschwindigkeit ab, bei der Detonation in Mikro-Sekunden, also über der Schallgeschwindigkeit. Die milde Variante Deflagration kann auch in eine Detonation übergehen, wenn zum Beispiel durch geometrische Einflüsse Turbulenzen oder Reflexionen entstehen, die die Flammfront-Fortschrittsgeschwindigkeit beschleunigen.

Untersucht wurden die Verteilung der brennbaren Gase im Containment und die Auswirkungen der Verbrennung auf die Containment-Integrität. Für die rechnerische Erfassung der Vorgänge sind empirische, phänomenologische und fluiddynamisch-chemische Modellansätze vorhanden, eine exakte mathematische Formulierung ist im Projekt Kernschmelzen noch nicht gelungen, aber aus Sicht des Verfassers zur Eingrenzung des Schadenspotenzials auch nicht notwendig. Die berichteten Rechenergebnisse stützen sich auf einige experimentelle Untersuchungen und auf daraus abgeleitete integrale Energie- und Massenbilanzen.

Die Massenbilanz in Abb. 16 zeigt die während des Kernschmelzablaufs im Containment befindlichen Mengen an Luft, kondensierbaren (Dampf), nicht kondensierbaren, nicht brennbaren ( $\text{CO}_2$ ) und brennbaren ( $\text{H}_2/\text{CO}$ ) Gasen.

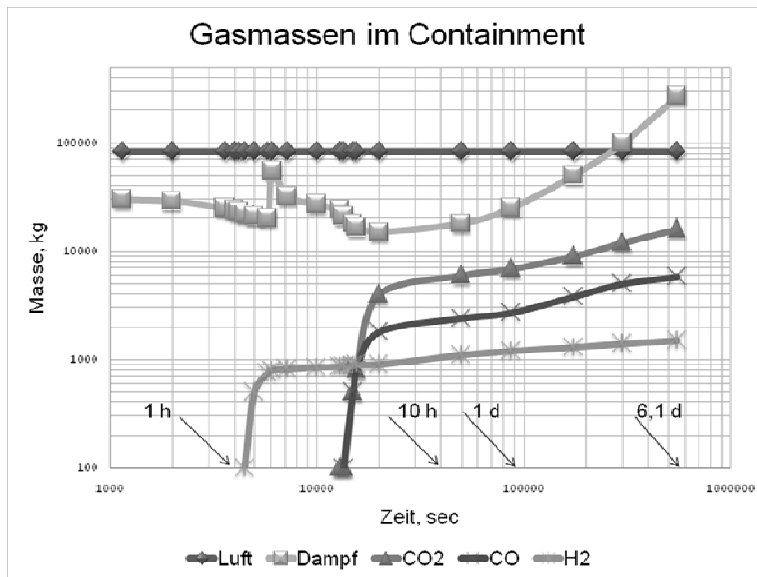


Abb. 16: Massenbilanz

Unter dem Postulat der homogenen Vermischung in Teilräumen oder auch im gesamten freien Volumen des Containments kann im Dreistoffdiagramm Luft-Wasserdampf-Wasserstoff eine Zustandskurve gezeichnet werden, wie sie in Abb. 17 gezeigt ist. CO<sub>2</sub> wurde dem „inerten“ Anteil Wasserdampf und CO – da brennbar – dem Wasserstoff (H<sub>2</sub>) zugeschlagen. In diesem Zusammenhang sei erwähnt, dass im Vergleich zu Luft/H<sub>2</sub> die Verbrennung von Luft/H<sub>2</sub>/CO etwas harmloser abläuft. Der Einfluss der CO Verbrennung im H<sub>2</sub>-CO Gemisch auf die Druckspitze wurde jedoch nicht untersucht.

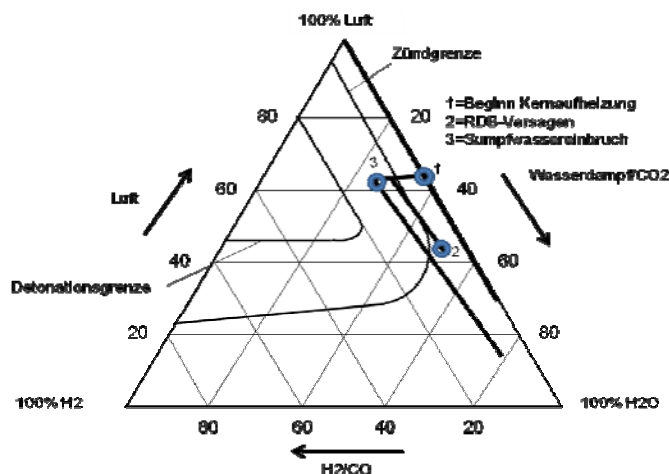


Abb. 17: Dreistoffdiagramm Containment-Atmosphäre

Abb. 17 ist zu entnehmen, dass das Gemisch ab ca. einer Stunde bis ca. 2 Tage zündfähig ist. Der Abstand zur Detonationsgrenze ist jedoch während der gesamten Zeitspanne groß. Der Dampfzufuhr nach Sumpfeinbruch ist es zuzuschreiben, dass die Zustandskurve den Zündbereich wieder verlässt.

Der Druckverlauf in Abb. 18 wurde unter folgenden Annahmen ermittelt: Homogene Vermischung im gesamten freien Volumens des Containments, Zündung, unmittelbar vor Sumpfeinbruch nach

23 000 Sekunden (Markierung 3 in Abb.17), vollständige Verbrennung, Verbrennungsfortschrittgeschwindigkeit 10 m/sec. Aufgrund der kurzen Zeitspanne, in der die Verbrennungsenergie freigesetzt wird, erfolgt der Druckaufbau auf 7 bar adiabatisch, das heißt ohne Dämpfung durch Wärmeabfuhr in die Einbauten des Containments.

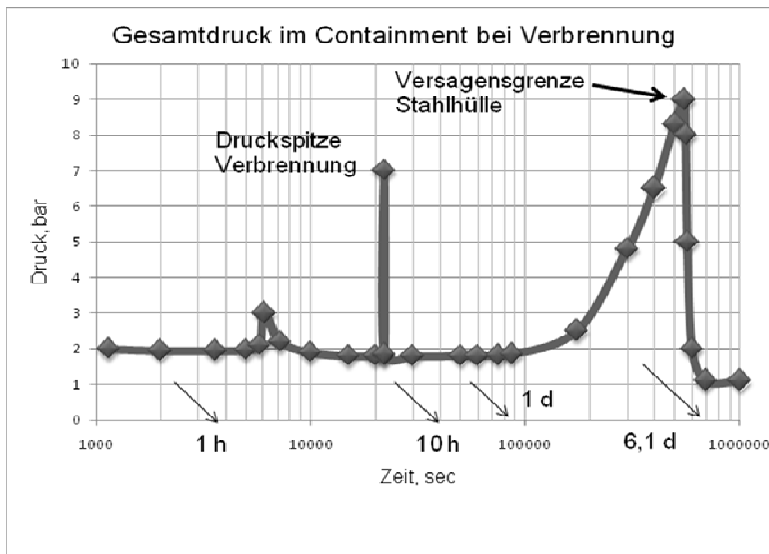


Abb. 18: Druckverlauf im Containment bei Verbrennung eines zündfähigen H<sub>2</sub>/CO Gemisches

Die Druckspitze liegt deutlich unter der mit 9 bar abgeschätzten Versagens-Grenze der Stahlhülle. Die Temperatur der Containment-Atmosphäre steigt kurzfristig auf ca. 1 200 °C an, um dann aufgrund der einsetzenden Wärmeabfuhr-Mechanismen in die kalten Strukturen wieder abzufallen. Die Oberflächentemperaturen der Einbauten steigen moderat; mögliche Folgeereignisse wie Brände wurden nicht untersucht; die Brandlasten dürften gering sein. Aus der Beton-Schmelze-Wechselwirkung werden weitere brennbare Gase freigesetzt. Ob zusätzliche Verbrennungsvorgänge auftreten können, wurde nicht untersucht.

Nach Überdruckversagen besteht auch im Ringraum die Möglichkeit einer Verbrennung. Wird homogene Vermischung im gesamten freien Volumen unterstellt, wird die Zündgrenze im Dreistoffdiagramm jedoch erreicht. Dieses Ergebnis ist nicht belastbar; in Teilräumen könnte sich durchaus ein zündfähiges Gemisch bilden.

#### 4.1.5 Spaltproduktverhalten

##### 4.1.5.1 Die Höhe der Spaltprodukt- und Aerosolfreisetzung wird von der Temperatur und der Zeit bestimmt, die das Kernmaterial dieser Temperatur ausgesetzt ist

Aerosole sind kleine Feststoffteilchen, die im freien Volumen luftgetragen vorliegen. In einer Schmelzanlage wurden das Spaltprodukt- und Aerosolverhalten während der Vorgänge im RDB und während der anschließenden Schmelze-Beton-Wechselwirkung simuliert und die Freisetzungsraten bestimmt. Unter dem Namen „Corium“ wurde eine repräsentative Mischung aus Kernmaterialien definiert. Sie besteht aus UO<sub>2</sub> (Brennstoff und Spaltprodukte, 30-50 %), Stahl (30-50 %), Zircaloy (15-25 %), Silber-Indium-Cadmium (Steuerstabmaterial ca. 2 %) und Inconel (Abstandshalter, 3 %). Zur Bestimmung der Freisetzungsraten wurden in einem induktiv beheizten Tiegel 200 bis 250 Gramm Corium mit bis zu 14 repräsentativen Spaltprodukten geschmolzen und über eine gewisse Zeit auf einer definierten Temperatur gehalten. Die Anlage war mit einer Aerosoltransportleitung, Filtern und aufwändiger Messtechnik ausgestattet. Für die Simulation der Vorgänge im RDB wurde

die Schmelze jeweils 15 Minuten auf 2 200 °C (Kernaufheizung) und 2 400 °C (Schmelzsee in der unteren RDB-Bodenkalotte) gehalten.

Das gesamte radioaktive Spaltproduktinventar des Kerns beträgt am Zyklusende, also kurz vor Brennelementwechsel,  $2,9 \times 10^{20}$  Becquerel (Bq); Bq ist ein Maß für die Radioaktivität und gibt die Anzahl der Atomkerne an, die pro Sekunde radioaktiv zerfallen. Während der beiden oben angegebenen Temperaturplateaus (2200 °C/2400 °C) werden 15,5 % des Aktivitätsinventars aus dem Kernmaterial freigesetzt. Als Basis für die Freisetzung dienten die oben erwähnten Experimente. Danach werden fast ausschließlich leicht flüchtige Elemente der Nuklidgruppen Krypton und Xenon (100 %,  $1,44 \times 10^{19}$  Bq), Jod/Brom (100 %,  $2,52 \times 10^{19}$  Bq), Cäsium/Rubidium (100 %,  $3,7 \times 10^{18}$  Bq), Tellur/Selen (80 %,  $7,4 \times 10^{17}$  Bq) und Antimon (53 %,  $8,88 \times 10^{17}$  Bq). Der Anteil der schwerflüchtigen Nuklidgruppen Strontium/Barium (0,2 %,  $4,07 \times 10^{16}$  Bq), Molybdän/Technetium (0,2 %,  $2,44 \times 10^{16}$ ), Ruthen/Rhodium/Palladium (0,002 %,  $4,44 \times 10^{14}$  Bq), Yttrium/Zirkonium/Niob (0,02 %,  $8,88 \times 10^{15}$  Bq), Lanthan/Cer/Praseodym (0,02 %,  $1,11 \times 10^{16}$ ) sowie Neptunium, Plutonium, Americium, Curium (0,02 %,  $1,63 \times 10^{16}$  Bq) summiert sich auf 0,2 % des radioaktiven Inventars der leichtflüchtigen Nuklidgruppen. Die Corium-Ergebnisse zeigten im Vergleich zu einigen Freisetzungsversuchen mit realen Brennstababschnitten in den heißen Zellen eine recht gute Übereinstimmung. Die Unsicherheiten wurden von den Projektverantwortlichen mit plus/minus 10 % angegeben.

Die Freisetzungsraten während der Kernschmelzphase nach RDB-Versagen wurden untersucht, indem in der Versuchsanlage Corium geschmolzen und mit kaltem Beton in Wechselwirkung gebracht wurde. Die Ergebnisse haben zwar gezeigt, dass während der Phase, in der sehr heiße Schmelze mit kaltem Beton reagiert, Beton-Aerosole (schwarzer Rauch) entstehen; es wurden jedoch keine weiteren leicht- und schwerflüchtigen Nuklide festgestellt, die nicht schon während der Vorgänge im RDB freigesetzt wurden. Bei den schwerflüchtigen Spaltprodukten wurden auch keine Freisetzungszuwächse durch Umwandlung in eine leichter flüchtige chemisch Form gefunden.

Insgesamt wird eine integrale Masse von 3,5 Tonnen Aerosol in das Containment freigesetzt; der größte Anteil stammt von den Steuer- und Regelstäben, die die niedrig flüchtigen Elemente Cadmium (Cd), Silber (Ag) und Indium (In) enthalten. Die nächsthöheren Beträge bilden die freigesetzten Stahlkomponenten sowie flüchtige U-O-Verbindungen. Dagegen sind die ermittelten 100 kg Betonaerosole eine vernachlässigende Größe. Zum überwiegenden Großteil handelt es sich dabei um nicht radioaktive Partikel. Die freigesetzten Spaltprodukte summieren sich auf etwa 250 kg, wovon die Isotope des Cäsiums den größten Anteil ausmachen. Die Menge Gesamtjod beträgt 15 kg. Die nicht gasförmigen radioaktiven Spaltprodukte werden in der vorliegenden Betrachtung gleichmäßig auf die Partikel verteilt.

#### *4.1.5.2 Aerosole sind ein wichtiger Trager von Radioaktivität*

Aerosole können neben Jod und den Edelgasen einen wichtigen Beitrag zum Quellterm radioaktiver Spaltprodukte in die Umgebung der Anlage liefern. Ihr Verhalten ist durch die Wechselwirkung mit Luft, Dampf, Wasserstoff, CO und CO<sub>2</sub> bestimmt.

Die physikalisch/chemischen Mechanismen zu verstehen und theoretisch zu beschreiben war eine wichtige und anspruchsvolle Aufgabe. Zu den zu modellierenden Vorgängen in und um die Partikel zählen: Abscheidung durch Schwerkraft und Diffusion, Dampfkondensation an den Teilchen, Vergrößerung von Masse und Volumen durch Koagulation und Transportprozesse, die von Bewegungen im Raum, zum Beispiel durch die Freisetzung von Gas- und Aerosolquellen, sowie durch Leckagen verursacht werden. Die Wirksamkeit dieser Mechanismen wurde letztendlich durch Experimente im großtechnischen Maßstab nachgewiesen.

Wie oben erwähnt, werden insgesamt 3,5 Tonnen Partikelmasse in das Containment freigesetzt. Zeitlich fällt dieses Ereignis in die Kernaufheizung bis zum RDB-Versagen; es beginnt nach nicht ganz 2 Stunden und endet nach 3,6 Stunden. Abb. 19 zeigt, dass bei Versagen der Stahlhülle des Containments nach 526 000 Sekunden (ca. 6 Tagen) die Partikelmasse bereits um sechs Größenordnungen abgenommen hat. Integral sind vor dem Versagen der Stahlhülle durch Leakage von 0,25 Volumen-Prozent pro Tag 368 Gramm Partikel in den Ringraum gelangt und von dort über die Ringraumabsaugung und Filter nach außen transportiert worden. Die Wirksamkeit der Filter für Aerosole wurde mit 99,9 % angenommen. Mit dem Versagen der Stahlhülle wurden die Filter als zerstört betrachtet. Für die an die Aerosole gebundenen radioaktiven Spaltprodukte ergeben sich demnach insgesamt geringe Freisetzungsraten.

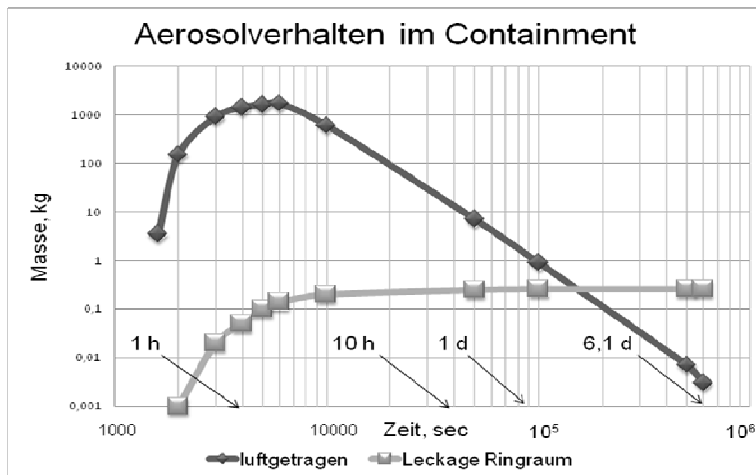


Abb. 19: Aerosolabscheidung (Containment-Versagen nach 6,1 Tagen)

Aus den im vorigen Kapitel angegebenen elementspezifischen Freisetzungsraten kann auch die Radioaktivität der an Aerosole gebundenen Nuklidgruppen ermittelt werden.

Große Mengen von abgelagerten Aerosolen befinden sich im Sumpfwasser. Nach dem Containment-Versagen könnte der Tropfenmitriss bei der Sumpfwasserverdampfung zum Quellterm von radioaktiven Spaltprodukten beitragen. Dazu wurden einige Betrachtungen mit abweichenden Ergebnissen durchgeführt. Nach einhelliger Einschätzung der Fachleute ist durch diesen Effekt ein nennenswerter Einfluss auf den Quellterm nicht zu erwarten. Ein im Experiment nachgewiesener Ausschluss von zusätzlicher Aerosolfreisetzung aufgrund Tropfenmitriss wurde im Projekt Kernschmelzen nicht angestrebt.

Als Fazit bleibt festzuhalten, dass der Abbau von luftgetragenen Partikeln sehr effektiv ist, wenn, wie im vorliegenden Kernschmelzfall (Niederdruckpfad), das Aerosolsystem einige Tage im dichten Containment verbleibt. Bei anderen Kernschmelzsequenzen mit frühem Containment-Versagen sind die Aerosol-Freisetzungsraten wesentlich höher.

#### 4.1.5.3 Jod131 ist eine bestimmende Größe in der Wirkung auf den Menschen

Der Reaktorkern eines 1 300 MWe DWR enthält 15 kg Gesamtjod, 600 Gramm davon entfällt auf J131 mit  $3,7 \times 10^{18}$  Bq. Die Halbwertszeit von J131 beträgt ca. 8 Tage.

Im RDB und auch im Containment gibt es ausreichend potenzielle Partner für chemische Reaktionen. Transport- und Abscheide-Mechanismen des elementaren Jods und seiner Verbindungen wurden ausführlich untersucht; die den Quellterm nach außen bestimmenden Reaktionen wurden

ausgewählt und unter der Prämisse „so genau wie nötig“ auch modelliert. Abscheidungsprozesse, die nicht ausreichend nachgewiesen werden konnten, wurden entweder gar nicht oder unter Berücksichtigung konservativer Ansätze berücksichtigt.

Während der Kernaufheizung und Schmelzen wird die Jod-Gesamtmenge von 15 kg gemeinsam mit 180 kg Cäsium und Aerosolen aus dem Brennstoff frei. Dieses Gemenge wird mit dem Dampf/Wasserstoff-Gemisch aus dem Kernbereich, über das obere RDB-Plenum und die Hauptkühlmitteleitung über die 2F-Bruchöffnung in das Containment ausgetrieben. Folgende Jod-Reaktionen sind zu betrachten: Elementares Jod ( $J_2$ ) verbindet sich mit Cäsium zu Cäsiumjodid ( $CsJ$ ), das eine große thermische Stabilität aufweist, und mit 1,6 Tonnen Silber aus den Regelstäben zu Silberjodid ( $AgJ$ ); mit Anstrichen auf Stahl- und Betonoberflächen entstehen organische Jodverbindungen.

Jod gelangt in das Sumpfwasser durch Kondensation des mit Jod beaufschlagten Dampfes an den kalten Containment-Einbauten oder durch die Abscheidung von mit Jod beladenen Aerosolen. Im Sumpf zerfällt  $CsJ$  in  $Cs(+)$  und  $J(-)$  Ionen.  $J_2$  verteilt sich auf die Atmosphäre und das Sumpfwasser entsprechend des chemischen Gleichgewichts. Derselbe komplexe Vorgang spielt sich nach dem Überdruckversagen der Stahlhülle in den angrenzenden Räumen ab, solange aus dem Containment treibende Kräfte auftreten, die Energie sowie Masse nach außen transportieren.

Während der Freisetzungsphase bei der Kernaufheizung mit Schmelzen steigt, wie Abb. 20 zeigt, der luftgetragene Anteil von Cäsiumjodid und von  $J_2$  stark an. Der Verlauf des  $CsJ$  über der Zeit folgt den Partikel-Abscheidungsmechanismen, wie er im vorigen Kapitel beschrieben ist. Bereits nach etwa 2 bis 3 Tagen überwiegen das  $J_2$  und die organische Jodverbindung die luftgetragenen  $CsJ$ -Partikel. Nach Versagen der Stahlhülle entweicht das luftgetragene Jod sehr schnell mit der Leckage aus dem Containment. Aus dem Sumpfwasser wird entsprechend des Gleichgewichts  $J_2$  nachgeliefert. Nicht mehr freigesetzt werden die negativ geladenen Jod-Ionen, die sich im Sumpfwasser aufkonzentriert haben. Ebenfalls im Sumpf verbleiben die  $AgJ$ -Kristalle. Am Ende der Rechnung nach ca. 11 Tagen befinden sich mehr als 97 % des gesamten Jods als Jodid im Sumpf.

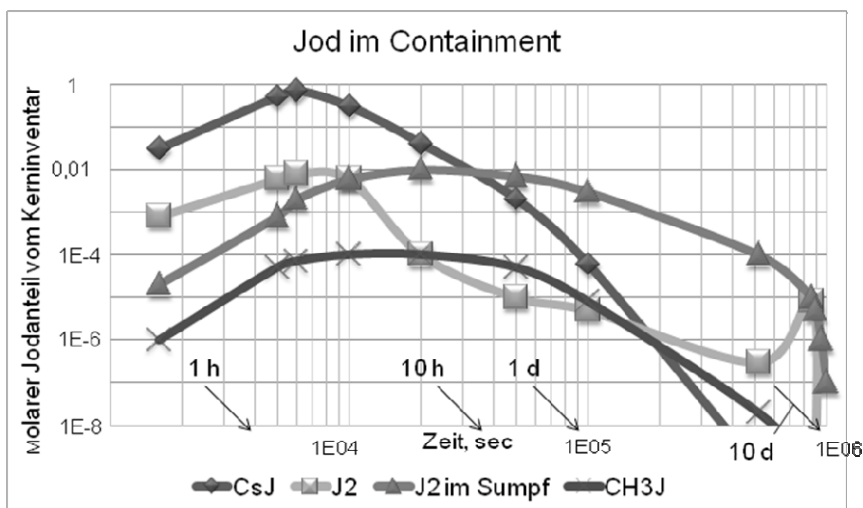


Abb. 20: Jodverhalten

Tabelle 1 zeigt zusammengefasst die integralen Anteile der freigesetzten Jodverbindungen.

	J2	Organojod	CsJ	Summe	auf Filtern
Masse, g	1,42	0,11	0,0039	1,54	0,15
Aktivität, Bq	3,6E+14	2,8E+13	9,9E+11	3,8E+14	3,8E+13

Tabelle 1: Freigesetzte Jodanteile (der radioaktive Zerfall wurde nicht berücksichtigt)

Nochmals herausgestellt werden soll die Bedeutung von Ringraumabsaugung und Filterwirkung bis zum Versagen der Stahlhülle; das elementare Jod wird mit einem Wirkungsgrad von 99,99 %, das partikelförmige Cäsiumjodid mit 99,9 % und die organische Jodverbindung mit 99 % zurückgehalten. Das alles gilt natürlich unter der Randbedingung, dass die Unterdruckhaltung im Ringraum funktioniert, wovon beim Niederdruck-Pfad auszugehen ist.

Für den Quellterm an freigesetzter Radioaktivität sollte noch erwähnt werden, dass die Spaltedelgase zu 100 % freigesetzt werden, der überwiegende Anteil zum Zeitpunkt des Versagens der Stahlhülle.

Abschließend ist in Tabelle 2 der zeitliche Verlauf des oben beschriebenen Niederdruck-Pfades zusammen gestellt.

Beginn	Kernabsturz	Schmelzsee	Absturz in Beton	Versagen Stahlhülle	Sumpfwasser verdampft
20 min	1,7 Stunden	3,2 Stunden	3,6 Stunden	6,1 Tage	10,8 Tage

Tabelle 2: zeitlicher Verlauf des oben beschriebenen Niederdruck-Pfades

## 4.2 Kernschmelzen unter Druck (Hochdruckpfad)

### 4.2.1 Ablauf

Für Kernschmelzen unter Betriebsdruck im Primärkreis (Hochdruckpfad) wurden wichtige Phänomene betrachtet. Auslöser waren, wie erwähnt, die Ergebnisse der Deutschen Risikostudie Kernkraftwerke und die Ereignisse in Three Mile Island. In diesem Abschnitt wird nur auf die wesentlichen Unterschiede zum Niederdruckpfad eingegangen.

Kernschmelzen bei vollem Systemdruck von 160 bar im Primärkreis tritt auf, wenn bei Ausfall der Stromversorgung die Umschaltung auf Eigenbedarfs-Versorgung durch Dieselgeneratoren sowie alle anderen möglichen Notfallmaßnahmen versagen. Folgende Ereignisse sind durch Batteriestrom-Versorgung abgesichert: Die Kettenreaktion wird innerhalb einer Sekunde durch Einfallen der Abschaltstäbe unterbrochen, die Anlage ist abgeschaltet. Beim Druckwasserreaktor ist die Stromerzeugung durch Dampfturbine/Generator auf der so genannten Sekundärseite vom Reaktordruckbehälter (Primärsystem) durch Dampferzeuger getrennt. Turbinen-Schnellschluss erfolgt und der Wärmeinhalt der Dampferzeuger-Sekundärseite wird kontrolliert über eine Sicherheitsventil-Station abgeblasen; es verbleibt jedoch noch Wasser im Dampferzeuger; der Containment-Abschluss wird aktiviert.

Der Kernschmelzunfall unter Druck beginnt anders als beim Niederdruckpfad mit dem Verdampfen des Wasserinhalts auf der Sekundärseite. Dieser Prozess wird durch Naturkonvektion auf der Primärseite angetrieben; während dieser Zeit kann die gesamte im Reaktorkern erzeugte Nachwärmeleistung über die Dampferzeuger-Sekundärseite abgeführt werden. Nach 1,8 Stunden



leistet die Sekundärseite keinen Beitrag mehr zur Nachwärmeabfuhr. Nach 1,9 Stunden öffnet auf der Primärseite das Druckhalter-Abblaseventil, die Verdampfung des Wasserinhalts im Primärkreis beginnt, allerdings ist im Vergleich zum Niederdruckpfad mehr Wasservolumen im Primärkreis. Nach ca. 2,9 Stunden hat der Wasserstand das Niveau Kernoberkante erreicht; nach etwas mehr als 4,6 Stunden sind 80 % des Kerns geschmolzen; Kernmaterial stürzt in das untere Plenum des RDB ab; bei der darauf folgenden schnelle Verdampfung des Restwassers in der unteren RDB-Bodenkalotte kann der Primärkreisdruck einen Bereich nahe 200 bar erreichen. Zur Ausbildung eines Schmelzsees in der unteren RDB-Bodenkalotte wird es beim Hochdruckpfad nicht kommen; die Barriere RDB im Bereich der unteren Bodenkalotte wird bei der hohen Druckdifferenz zwischen innen und außen durch die Einwirkung von heißem Kernmaterial schon bei niedrigen Temperaturen von 500 bis 600 °C lokal durchdrungen. Mit RDB-Versagen ist nach 4,7 Stunden zu rechnen, also etwas mehr als eine Stunde später als im Niederdruckpfad.

Die Wechselwirkung des teilweise geschmolzenen Kernmaterials mit dem Sumpfwasser beginnt sofort nach RDB-Versagen. Während des Austritts des im Primärkreis unter hohem Druck befindlichen Dampf-H<sub>2</sub>-Gemisches gegen den niedrigen Druck im Containment treten große Kräfte auf; die Beton-Trennwand zwischen der Schildgrube und dem Sumpfbereich wird massiv Risse bekommen mit der Folge, dass Sumpfwasser den Bereich unter dem RDB schon während dieses Vorgangs flutet. Zusätzlich speisen die Druckspeicher gegen Ende der Druckentlastung in den unten offenen RDB ein. Es ist nicht klar, ob die Beton-Schmelze-Wechselwirkung nach Aufheizung des ebenfalls während der Druckentlastung und unter Umständen auch später aus dem RDB ausgetriebenen Kernmaterials ähnlich ablaufen wird wie beim Niederdruckpfad.

#### **4.2.2 Für die RDB-Aufhängung ein kritischer Belastungsfall**

Die Druckentlastung ist im Vergleich zum Niederdruckpfad ein kritischer Belastungsfall für die RDB-Aufhängung und die den RDB umschließende Betonstruktur. Die konstruktive Ausführung in RDB-Nähe ist sehr beengt, die Abström-Querschnitte nicht sehr groß. Auf Betoneinbauten sowie auf die RDB-Aufhängung wirken Kräfte, die von der Leckgröße in der RDB-Bodenkalotte abhängen. Die Leckfläche lässt sich nur mit ingenieurmäßigen Mitteln eingrenzen: Der RDB dürfte durch einen lokalen „Hot Spot“ in einem Leck-Querschnitts-Bereich zwischen 0,5 bis 3 m<sup>2</sup> versagen; bei dieser Leckgröße erfolgt die Druckentlastung in wenigen Sekunden; in so kurzer Zeit wird ein Leck-Flächen-Wachstum bis hin zu dem im Niederdruckpfad unterstellten Rundabriss nicht für möglich gehalten.

Die Thermodynamik der Druckentlastung und die mechanische Belastung auf die RDB-Aufhängung wurden unter Berücksichtigung des Energie- und Massentransports mit einem Mehrraummodell berechnet. Für die RDB-Halterung ergibt sich eine maximal zulässige Kraft von 38 Mega-Newton. Die Dauer der Krafteinwirkung auf die RDB-Aufhängung darf 0,7 Sekunden betragen, sollte in der Reaktorgrube ein Druck von 15 bar auftreten. Zu einem Versagen der RDB-Halterung kann es demnach erst kommen, wenn ein hoher Druck lange genug wirkt.

Bei einer Leckfläche im RDB von einem Quadratmeter wird die Hälfte des Primärkreisinhalts in 1,5 Sekunden in die angrenzenden Räume abströmen. Die Drucktransiente beginnt sich nach dieser Zeit bereits wieder abzubauen. Die Betonstruktur um den RDB besteht aus einem schwach bewehrten, nach oben offenen Zylinder und einem dahinter liegenden Tragschild. In den Betonstrukturen treten großflächige Risse bei einem 1 m<sup>2</sup> Leck nach 0,125 s, bei 1,5 m<sup>2</sup> nach 0,09 s und bei einem Rundabriss der RDB-Bodenkalotte nach 0,06 s auf. Diese zusätzlichen Abströmflächen in der von der Druckentlastung betroffenen Betonstruktur begrenzen die auftretenden Maximaldrücke. Zum Beispiel führt der Rundabriss zu einem Maximaldruck in der Schildgrube von 55 bar, der aufgrund der Rissbildung im Beton in weniger als 0,2 s auf 10 bar abgebaut ist.

Abbildung 21 zeigt die Grenzbelastung, bei der ein bestimmter Druck gerade noch nicht ein Versagen der Betonstrukturen bzw. der RDB-Aufhängung verursacht. Selbst im Extremfall des Rundabrisses der RDB-Bodenkalotte wird das Versagenskriterium für die RDB-Aufhängung mit Sicherheitsabstand nicht erreicht. Diese Ergebnisse gelten für das Referenzkraftwerk; ob und wenn ja welche Änderungen der Konstruktion der RDB-Aufhängung zwischenzeitlich vorgenommen worden sind, ist dem Verfasser nicht bekannt.

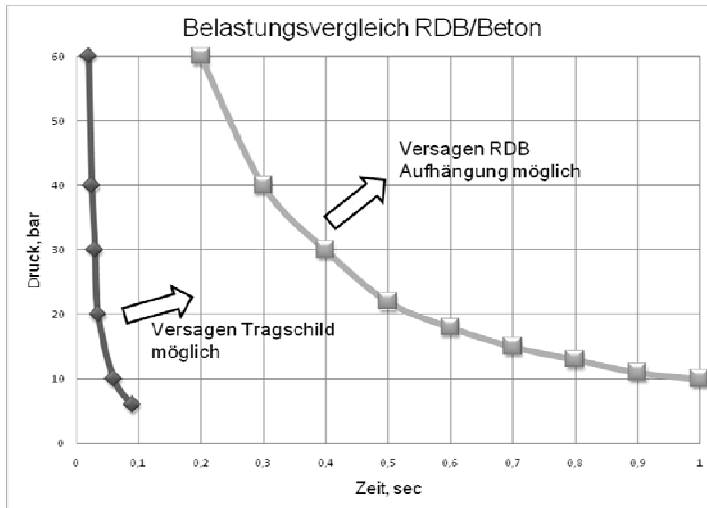


Abb. 21: Versagenskriterien als Druck über der Zeit für Betonstrukturen und die RDB-Aufhängung

Bauliche Barrieren zwischen dem Ort des Geschehens und dem freien Volumen des Containments schützen die Stahlhülle vor Beschädigungen als Folge der beträchtlichen Strahlkräfte während der Druckentlastung, wie es Geschosseinwirkung durch abgeplatzte Beton- oder durch aus dem RDB ausgetriebene noch feste Kernteile sein könnten.

#### 4.2.3 Druckaufbau im Containment

Für den Druckaufbau im Containment ist die Situation nach der Druckentlastung des Primärkreisinhalts nicht so klar definiert. Was mit dem ausgetriebenen Kernmaterial passiert, insbesondere in welchem Verhältnis von Oberflächen zu Volumen es in der Schildgrube liegt, entzieht sich einer genaueren Modellierung. Die Situation wird dadurch eingegrenzt, als für die Berechnung des Druck- und Temperaturverlaufs im Containment zwischen zwei Szenarien unterschieden wurde:

- Im Fall 1 liegt keine kühlbare Konstellation des Kernmaterials vor. Es bildet sich eine Schmelze, die wie beim Niederdruckpfad mit dem Betonfundament in Wechselwirkung steht.
- In Fall 2 wird angenommen, dass das Kernmaterial in einer kühlbaren Form vorliegt. Mit der im Kernmaterial gespeicherten Wärme sowie mit der Nachwärmeleistung wird das Sumpfwasser verdampft, bis keines mehr da ist. Danach würde auch in diesem Fall die Schmelze/Beton-Wechselwirkung beginnen.

Fall 1 unterscheidet sich vom Niederdruckpfad kaum; der anfängliche Unterschied von 1 Stunde spielt so gut wie keine Rolle. Die Energie- und Massenzufuhr aus der Druckentlastung des Primärkreises bewirken eine kurzfristige Druckspitze von ca. 2 bar. Der Versagensdruck der Stahlhülle wird nach etwa 6 Tagen erreicht.

Im Fall 2 erfolgt das Stahlhüllen-Versagen etwa einen halben Tag früher aufgrund der Tatsache, dass die gesamte Nachwärmeleistung in die Sumpfwasser-Verdampfung gesteckt wird. Das Fundament wird thermisch nicht beaufschlagt. Das bedeutet, dass keine Energie und Masse (Dampf,

H<sub>2</sub> CO und CO<sub>2</sub>) aus aufschmelzendem Beton in das Containment gelangen, solange Sumpfwasser zur Verfügung steht.

Was die Verbrennung/Explosion betrifft, ist beim Hochdruckpfad keine wesentliche Entschärfung des Problems erkennbar. In beiden Fällen reicht die Wasserstoff-Erzeugung aus der Zircaloy-Wasserreaktion während der Vorgänge im RDB aus, um im Containment in einzelnen Räumen, aber auch integral zündfähige Gemische zu bilden. Niederdruckpfad und Fall 1 Hochdruck-Pfad verhalten sich bezüglich der Verbrennungsproblematik sehr ähnlich. Im Fall Hochdruck-Pfad und kühlbares Kernmaterial ist der Dampfanteil höher. Mehr Dampf und keine zusätzlichen ins Containment freigesetzten brennbaren Gase aufgrund der Unterdrückung der Schmelze-Beton-Wechselwirkung machen den Fall 2 etwas unempfindlicher, was ein spätes Auftreten brennbarer Gemische betrifft.

Auf die Freisetzung von Radioaktivität beim HD-Pfad wird nicht detailliert eingegangen. Global sind die Unterschiede zum Niederdruckpfad (ND-Pfad) nicht gravierend, da die Wechselwirkungen zwischen dem elementaren Jod, den Aerosolen, Cäsium, Silber, den organischen Jodverbindungen und den sich einstellenden Gleichgewichten zwischen den verschiedenen Elementen oder Verbindungen ähnlich bis gleich verlaufen werden.

Auf einige Unterschiede sei trotzdem hingewiesen: Das beim ND-Pfad für die Ermittlung des Spaltproduktquellterms angesetzte 15 minütige 2 400 °C-Plateau (Schmelzsee) entfällt beim HD-Pfad. Dafür wurde für die Spaltproduktfreisetzung beim HD-Pfad über ein längeres Zeitintervall (30 Minuten) 2 200 °C angesetzt. Insgesamt wird dadurch die Freisetzung von Spaltprodukten geringer. Die radiologisch wichtigen Gruppen Jod und Cäsium werden trotzdem zu 100 % freigesetzt. Abscheidung des sehr dichten Aerosolsystems im Primärsystem während der Vorgänge im RDB wurde berücksichtigt; damit werden dort auch radioaktive Aerosolanteile zurück gehalten. Ungeklärt ist die Frage, wie sich diese Ablagerungen bei der Druckentlastung verhalten. Es wird zwar durch diese beiden Einflüsse (niedrigere Temperatur und Ablagerung von Spaltprodukten im Primärkreis) weniger Aerosolmasse in das Containment gelangen, jedoch verläuft dann auch die Abscheidung dort langsamer ab. Die Ringraumabsaugung wurde als langfristig ausgefallen angenommen, weshalb die Leckage von radioaktiven Stoffen ohne Filterwirkung austritt.

Als Fazit ist festzuhalten, dass sich zwischen den beiden HD-Fällen und dem ND-Pfad die Ergebnisse der insgesamt freigesetzten radioaktiven Spaltprodukte in die Umgebung nicht nennenswert unterscheiden, da die beschriebenen Abscheide-Mechanismen im Containment bei beiden Fällen über Tage wirken können.

#### **4.3 Eine Dampfexplosion als Ursache für ein frühes Versagen der Stahlhülle ist auszuschließen**

In der Deutschen Risikostudie Phase A wurde die Dampfexplosion, wenn auch mit äußerst niedriger Eintrittswahrscheinlichkeit, als Freisetzungskategorie mit den größten Unfallfolgen eingestuft. Weil das so war (in Phase B wurde dieses Ergebnis relativiert), seien diesem Phänomen noch einige Bemerkungen gewidmet.

Zunächst zu den Bedingungen, die kohärent, also alle auf einmal in kürzester Zeitfolge, eintreten müssen, damit eine Dampfexplosion überhaupt „zündet“: Eine heiße Flüssigkeit als Energiequelle muss mit einer kalten Flüssigkeit mit niedrigem Siedepunkt nicht nur in Kontakt kommen, sondern sie muss sich mit ihr intensiv vermischen. Im Kernschmelzfall sind die beiden Medien die Kernschmelze und Wasser; der Ort des Geschehens ist die, mit Restwasser gefüllte, RDB-Bodenkalotte. Um sich mit Wasser zu mischen, müssen große Mengen Schmelze nicht nur entstehen, sondern aus dem Kernbereich auch ausfließen und sich in kleinen Teilmengen fragmentiert mit dem Restwasser vermischen, in wesentlich kleineren Teilmengen als in Kapitel „Restwasserverdampfung“ unterstellt. Ein stabiler Dampffilm wird sich um die einzelnen

Teilmenen bilden. Ein Trigger, zum Beispiel eine energetische Schockwelle, muss dann mit Schallgeschwindigkeit über die Mischung laufen und den Zusammenbruch des Dampffilms bewirken. Dies wiederum zieht eine Feinfragmentierung der Schmelze-Teilmenen nach sich und führt zu einer Wärme-Entspeicherung der dann entstehenden sehr kleinen Partikel über deren insgesamt sehr großen Oberfläche in einigen wenigen Millisekunden. Stoßwellen entstehen, die auf den RDB einwirken und ihn zerstören könnten.

Das Phänomen Dampfexplosion war physikalisch so interessant, dass um die Frage „gibt es sie unter Kernschmelzbedingungen wirklich?“ ein Wettlauf auf dem internationalen akademischen Parkett losgetreten wurde. Auch in Deutschland wurde in einigen Labors die Fragestellung bearbeitet, ob die Kohärenzbedingungen erfüllt werden oder nicht.

Es wurden zur Klärung des Gefährdungspotenzials auch andere Wege beschritten. Ein Weg befasste sich, unter der Voraussetzung die Kohärenzkriterien seien erfüllt, mit der Frage, welche Menge Schmelze im Restwasser im unteren Plenum des RDB reagieren darf, ohne dass der RDB mechanisch Schaden nimmt. Dazu wurden fluid- und strukturdynamische Rechenverfahren verwendet und die Randbedingungen soweit es ging nach den experimentellen Befunden eingesetzt. Die Ergebnisse eingrenzender Rechenläufe zeigten, dass im Extremfall 50 Tonnen Schmelze für einen Schaden nicht ausreichen.

Ein experimenteller Nachweis, dass die Kohärenzkriterien mit geschmolzenem Kernmaterial im großen Maßstab erfüllt werden können, wurde nicht erbracht. Auch ist es bei dem stochastischen Abschmelzen und Wiedererstarren, wie für den ND-Pfad beschrieben, nicht vorstellbar, dass mehr als einige wenige Tonnen Schmelze in einem Schub in das Restwasser zum Beispiel durch einen Brennelementfuß abfließen. Auch die Erfahrung aus TMI spricht dafür, dass Schmelze mit festen Kernteilen in das untere Plenum abstürzen. Fazit? Siehe Überschrift.

#### **4.4 Das Brennelemente-Lager ein Gefahrenherd?**

Das Gefährdungspotenzial des Brennelementelagerbeckens wurde nicht betrachtet. Heute stehen mehr abgebrannte Brennelemente im Becken und die sind dichter gepackt als geplant; ursprünglich war nämlich das Lagerbecken als Abklingbecken für einige wenige Nachladezyklen gedacht. Das Fehlen einer Wiederaufbereitung in Deutschland, der Widerstand gegen die Transporte und gegen ein Endlager haben die Betreiber gezwungen, die Beckenkapazität in Abstimmung mit der Genehmigungsbehörde voll auszureizen. Jedes Jahr wird ein abgebranntes Kerndrittel durch ein neues ersetzt und im Becken gelagert. Die Nachwärmeleistung der im Becken befindlichen Kerndrittel ist schon sehr gering. Die kurzlebigen Spaltprodukte haben ihre stabile Form erreicht, sind also radioaktivitätsfrei. Nachdem sich in der Regel mehrere Kernladungen im Becken befinden, ist das Inventar an langlebigen Nukliden sehr hoch; es könnte zum Teil freigesetzt werden, wenn die langfristige Kühlung nicht sichergestellt ist.

Bei Verfügbarkeit der geometrischen Daten des Lagerbeckens und der darin befindlichen Kerndrittel wäre es ein Leichtes, die Vorgänge im Becken bei Kühlungsausfall abzuschätzen. Es wird längere Zeit dauern, bis die Brennstäbe die Temperatur erreicht haben, bei der die exotherme Zircaloy-Wasserreaktion einsetzt – dann wird sich der Aufheizvorgang jedoch beschleunigen. Ob und welche Maßnahmen zur Sicherstellung der Beckenkühlung unter den erschwerten Kernschmelzbedingungen im Containment möglich sind, entzieht sich der Kenntnis des Verfassers. Der Spaltprodukt-Quellterm aus dem Lagerbecken sollte für die Deutschen Risikostudie Phase B ermittelt worden sein und kann dort nachgelesen werden.

## 5. Welche Schlussfolgerungen sind aus den vorliegenden Kernschmelz-Erkenntnissen für Fukushima zu ziehen?

Der Siedewasserreaktor (SWR) wurde, wie erwähnt, im Rahmen des Projektes Kernschmelzen nicht im Detail untersucht. Erkenntnisse der Vorgänge im Reaktordruckbehälter und im Betonfundament sind vom Druckwasserreaktor (DWR) auf den SWR übertragbar. Das Containment des SWR und die Funktionsweise ist, wie schon beschrieben, deutlich anders; die benötigten Volumina innerhalb des Containments für die Nachweise der Beherrschbarkeit von Auslegungsunfällen im Rahmen des Genehmigungsverfahrens sind kleiner, da der bei Leckagen in den RDB-Anschlussleitungen freigesetzte Dampf in der Wasservorlage der Kondensationskammer niedergeschlagen wird. Dieses Konzept wirkt sich natürlich auch auf die Vorgänge bei Kernschmelzen aus, vor allem auf die Karenzzeiten bis zum Verlust der Rückhaltebarrieren gegen die Freisetzung von Radioaktivität ins Gebäude und von dort ins Freie. Ein Schema der Freisetzungswege zeigt Abb. 22.

In Fukushima waren drei Blöcke betroffen, die zum Zeitpunkt des Erdbebens/Tsunamis in Betrieb waren. Es gibt jedoch nur wenige konkrete, belastbare Informationen für eingrenzende Betrachtungen, was passiert sein könnte: 1. Es wurden leicht-, aber auch schwerflüchtige, kurz-, und langlebige Nuklide außerhalb des Kraftwerks festgestellt. 2. Es wurde Wasser über das zerstörte Dach in das Gebäude eingebracht. 3. Es hat mindestens eine Wasserstoffverbrennung gegeben. 4. Es hat lange gedauert, bis Notstromversorgung vor Ort war. 5. Es trat schwarzer Rauch aus.

Man kann sich den Vorgang so vorstellen: Ein Schnellkochtopf auf einer heißen Herdplatte gibt ab einem gewissen Innendruck einen Teil des Dampfes über ein Überdruckventil nach außen ab. Dasselbe passiert, wenn dem Reaktorkern bei Auslegungsdruck kein Wasser mehr zugeführt wird. Ein Teil der Nachwärmeleistung bewirkt Überdruck, der in das Containment abgeblasen wird.

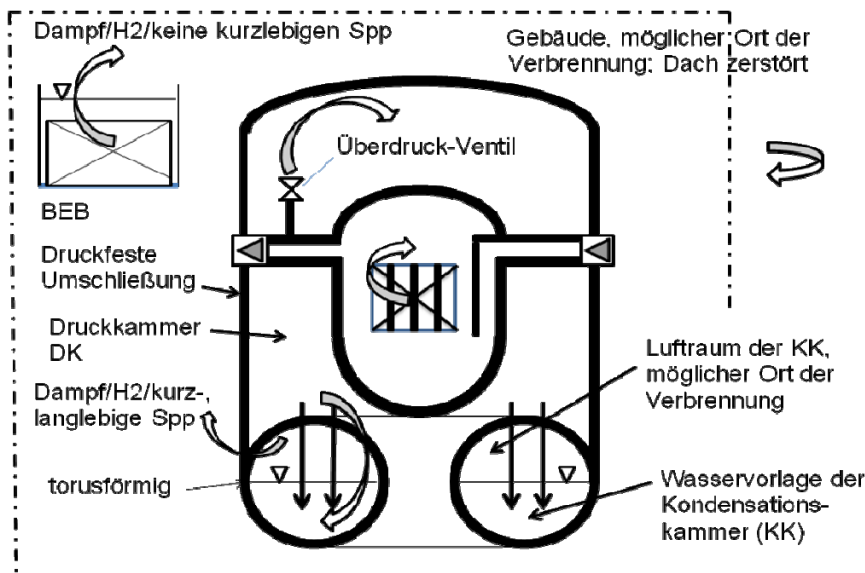


Abb. 22: Schema des SWR-Containments Typ Fukushima und Freisetzungswege

Zu 1: Das kurzlebige, radioaktive Jod kann nur aus dem Reaktorkern kommen; bei einer Halbwertszeit von ca. 8 Tagen ist seine Strahlung im Brennstoff des Brennelementbeckens bereits abgeklungen, es sei denn, ein Brennelementwechsel hat unmittelbar vor Kernschmelzen stattgefunden. Das Auffinden schwerflüchtiger radioaktiver Nuklide spricht dafür, dass es im Kern und/oder im

Brennelementbecken über eine längere Zeit zu Temperaturen zwischen 2 200 und 2 400 °C gekommen ist. Das Jod muss über einen direkten Freisetzungsweg vom Containment ins Gebäude und dann nach außen gelangt sein. Es ist davon auszugehen, dass das druckfeste Containment vorher beschädigt wurde.

Zu 2: Die Bemühungen mit Flugzeugen Wasser durch das total zerstörte Dach in das Reaktor-Gebäude zu verbringen, weisen darauf hin, dass die Brennelemente im Lagerbecken überhitzt waren oder sogar geschmolzen sind. Wasser so in das Lagerbecken einzubringen, ist bei dieser SWR-Bauart möglich, da das Brennelemente-Lagerbecken auf einer oberen Höhenkote außerhalb der druckfesten Hülle des Containments angeordnet ist. Dies und die Einspeisung von Meerwasser nach Installation der Hilfsdiesel erklären auch die große Menge und die hohe Kontamination des Wassers in den unteren Regionen des Gebäudes, das teilweise in das Meer abgepumpt wurde.

Zu 3: Die Verbrennung bestätigt die Aussage unter 1 und 2, dass hohe Temperaturen im Reaktorkern und im Brennelementbecken aufgetreten sind. Die heftige Zircaloy-Wasser-Reaktion und damit die Wasserstofferzeugung setzen bei über 950 °C ein; sie muss große Abschnitte der Hüllrohre betroffen haben; aus dem Kernbereich wird das entstehende Wasserstoff/Wasserdampf/Spaltprodukt-Gemisch bei hohem Druck aus dem RDB und seinen Anschlussleitungen in die Druckkammer (DK) abgeblasen. Über den Differenzdruck zwischen DK und Kondensationskammer (KK) wird DK-Atmosphäre in die KK gedrückt. In der Wasservorlage der KK werden der Dampf und die kondensierbaren Spaltprodukte niedergeschlagen; Luft und Wasserstoff gelangen in den Luftraum der KK. In der DK könnte ein relativ hoher Dampfanteil die Bildung eines zündfähigen H<sub>2</sub>/Luftgemischs verhindert haben. Es ist so gut wie sicher, dass es im Luftraum der KK ein zündfähiges Gemisch gab, das bei Zündung einer der Versagens-Mechanismen der druckfesten Containment-Hülle gewesen sein könnte; ob eine Deflagration oder eine Detonation stattgefunden hat, ist unerheblich. Beide Verbrennungstypen dürften bei dem kleinen freien Volumen zu einer Beschädigung des Containments geführt haben. Die Kondensationskammer ist unten im Gebäude angeordnet. Unklar ist, ob dieser Verbrennungsvorgang, sollte er stattgefunden haben, auch das Dach des Gebäudes so spektakulär zerlegen konnte. Unter Umständen ist es dann mit dem Überschuss-Wasserstoff aus dem Reaktorkern und dem H<sub>2</sub> aus dem überhitzten Becken nochmals zu einer Wasserstoffverbrennung im nicht druckfesten Gebäude gekommen. Die gezeigten, spektakulären Bilder von der Explosion, die das Dach des Gebäudes komplett zerstörte, weisen darauf hin.

Sollte das Gemisch in der KK nicht gezündet haben, könnte die Rückhaltewirkung des Containments unter den schon beschriebenen unangenehmen Randbedingungen des RDB-Hochdruckversagens oder durch den Druckaufbau durch nicht kondensierbare Gase verloren gegangen sein. Mittelfristig können auch die radioaktiven Spaltprodukte in der Wasservorlage der Kondensationskammer empfindlich zum Druckaufbau beitragen, weil sie bei fehlender Wärmeabfuhr das Wasser zusätzlich aufheizen und verdampfen.

Zu 4: Die Frage ist, ob Schmelzen aus dem RDB und/oder dem Brennelementbecken mit Beton in Wechselwirkung kamen. Die für den Notstromfall beim großen 1300-MW-Druckwasserreaktor abgeschätzten ca. 5 Stunden bis zum RDB Versagen können auf die betroffenen Fukushima-Blöcke nicht eins zu eins übertragen werden. Die reale Zeitspanne errechnet sich aus der entbundenen Energie (Nachwärme plus die Energie aus der Zirkonium/Wasser Reaktion) pro Tonne oder m<sup>3</sup> Gesamtmaterial im RDB. Block 1 bis 3 haben im Mittel etwa die halbe Nennleistung des untersuchten DWR und damit vermutlich auch mehr Masse oder Volumen pro entbundener Energie. Kernschmelzen beginnt auch später in der Zeitskala bei reduzierter Nachwärmeleistung; die Schnellabschaltung wurde vom Erdbeben ausgelöst. Die Notstromdiesel gingen erst ca. 1 Stunde später durch den Tsunami verloren. Danach war noch für ein paar Stunden Batteriestrom verfügbar. Die für eine Grobabschätzung erforderlichen Massen oder Volumina an Wasser, Brennstoff,

Zirconium und Stahl, um die wesentlichen Materialmengen zu nennen, sind dem Verfasser nicht bekannt. Es ist zu vermuten, dass es bis zum RDB-Versagen länger dauern sollte als die oben genannten 5 Stunden. Die entscheidende Frage ist, ob die Reservediesel rechtzeitig vor Ort und betriebsbereit waren und die Wasserversorgung vor dem RDB-Versagen gelang.

Zu 5: In einem der betroffenen Blöcke in Fukushima trat schwarzer Rauch aus. Dieses Phänomen kann verschiedene Ursachen haben; in den Tiegelexperimenten in Deutschland wurde schwarzer Aerosolrauch beobachtet, sobald heiße Schmelze mit kalten Betonstrukturen in Berührung kam. In Analogie zu den Tiegelversuchen muss nicht, aber kann es in Fukushima zur heftigen Aerosolentwicklung entweder bei der Wechselwirkung von Schmelze mit den Betonstrukturen im Lagerbecken oder mit dem Betonfundament unterhalb des RDB gekommen sein.

Nach Fertigstellung des vorliegenden Manuskripts wurde eine vom VGB (Fachverband für Strom und Wärmeerzeugung) erstellte umfangreiche, sehr gut recherchierte Auflistung der Ereignisse in Fukushima bekannt. Es wird darauf hingewiesen, dass das Containment mit Stickstoff ( $N_2$ ) gefüllt (also inertisiert) war, sodass innerhalb der Druck- und Kondensationskammer keine Wasserstoffexplosion aufgetreten sein kann. Auch erfolgte die Druckentlastung des RDB nicht, wie in 3. skizziert, in die Druck-, sondern in die Wasservorlage der Kondensationskammer. Bevor das Containment drohte, infolge des Druckaufbaus durch  $N_2$  und den Wasserstoff zerstört zu werden, sei der Druck gezielt durch Leckagen in das Gebäude abgebaut worden. Dadurch ist ein zündfähiges Gemisch im Gebäude entstanden, mit den erwähnten verheerenden Folgen. Die VGB-Ausarbeitung weist auch darauf hin, dass trotz der Druckentlastung andere Ereignisse (RDB-Versagen?) die Stahlhülle des Containments und die sie umgebenden Betonstruktur von Block 2 und vielleicht auch von Block 3 zerstört haben könnten. Der Reaktorkern in Block 1 soll 27 Stunden (kann der Reaktorkern ohne Wasserzufuhr nach einer so langen Zeit noch im RDB sein?), der in den Blöcken 2 und 3 jeweils 7 Stunden ohne Wassereinspeisung gewesen sein.

## **6. Gedanken, die einen Weg für ein neues, kernschmelzverträglicheres Kraftwerk weisen könnten**

Die folgenden Ausführungen sind Gedanken des Verfassers, welche Maßnahmen Hersteller und Betreiber ins Auge fassen könnten. Damit könnte, nicht nur in Deutschland, ein gehobener, kernschmelzverträglicherer Sicherheitsstandard erreicht werden:

- Will man Maßnahmen zur Schadenseindämmung ergreifen, wenn eine Kernschmelze droht, muss man wissen, in welchem Zustand sich der Kern befindet, welcher Grad der Zerstörung vorliegt und ob sich der Kern noch im RDB, wo er durch Wasserzufuhr noch zu kühlen wäre, oder bereits im Betonfundament befindet. Moderne Sensoren und Roboter sollten in der Lage sein, diesen Zustand zuverlässig anzuzeigen.
- Damit die Abbaumechanismen von luftgetragener Radioaktivität wirken können, muss die freigesetzte Mischung aus Dampf, nicht kondensierbaren, teilweise brennbaren Gasen und Spaltprodukten im Containment über Tage zuverlässig eingeschlossen werden. Große Oberflächen von Strukturen als Wärmesenken unterstützen diesen Prozess sehr wirkungsvoll. Auf die Dichtigkeit der Stahlhülle selbst und auf einen sicheren Abschluss sämtlicher Verbindungen vom Containment nach außen ist größter Wert zu legen.
- Für eine weitere Verlängerung der Karenzzeit bis zum Versagen der Stahlhülle könnte eine zusätzliche Wärmesenke in Erwägung gezogen werden, wie zum Beispiel ein Besprühen der Stahlhülle von außen mit Wasser, was beim DWR deutscher Bauart relativ einfach zu bewerkstelligen sein sollte. Eine andere Option: Einsprühen von Wasser in das freie

Containment-Volumen reduziert dort den Dampfpartialdruck. Es ist darauf zu achten, dass durch die Verringerung des Dampfgehalts im Containment das Verbrennungsproblem verschärft wird (siehe Abb. 17).

- Schwachstellen in der Stahlhülle, wie Schleusen, sollten bezüglich ihres Versagens-Mechanismus überprüft werden. Vor dem Erreichen der kritischen Belastungsgrenze sollte, soweit noch nicht vorgesehen, Containment-Atmosphäre gezielt in den Ringraum abgegeben werden; dies hätte den großen Vorteil, dass die Rückhaltefunktion von Ringraum, Filtern und angrenzenden Gebäudeteilen als Senke für radioaktive Spaltprodukte besser genutzt werden kann.
- Zündfähige Gemische von Wasserstoff und Luft treten während der ersten Stunden des Kernschmelzablaufs auf, da große  $H_2$ -Mengen in sehr kurzer Zeit freigesetzt werden. Zu überprüfen wäre, ob die im Containment installierten Rekombinatoren eine solche Menge Wasserstoff abbauen können, ohne dass zündfähige Gemische lokal oder global auftreten können. Sollte dies nicht der Fall sein, könnte eine Messung der  $H_2$ -Anreicherung und Zündung die Gefahr eines frühen Überdruckversagens der Stahlhülle reduzieren. Eine Inertisierung des Containments durch Stickstoff erscheint beim DWR mit seinem sehr großen freien Containment-Volumen wenig praktikabel.
- Während der Wechselwirkung der Schmelze mit dem Beton beeinflussen die Betonzuschläge die Freisetzung von nicht kondensierbaren Gasen  $CO_2/CO$  maßgeblich. Silikate sind zu empfehlen; sie verdünnen die oxydische Schmelze und tragen zur Abkühlung bei.
- Bei Kernschmelzen unter hohem Druck ist darauf zu achten, dass eine Druckentlastung des Primärkreisinhalts samt Kernfragmenten bei ausreichendem Abströmquerschnitt erfolgt, dass die RDB-Aufhängung diesen Belastungen standhält und dass auch die Stahlhülle vor Bruchstücken ausreichend geschützt ist, es sei denn, die Druckentlastung des Primärkreises kann zuverlässig vor Kernschmelzen sichergestellt werden.
- Im Wasser außerhalb des RDB werden radioaktive Spaltprodukte abgelagert; zu prüfen wäre, ob und welche Zuschläge die im Wasser befindlichen Jodverbindungen auf Dauer binden; Systeme und Komponenten dürfen in ihrer Funktion nicht beeinträchtigt werden, die im Störfallbetrieb mit im Containment befindlichem Wasser zuverlässig arbeiten müssen.
- Eine möglichst passive und/oder nachträglich per Hand oder Roboter aktivierte Wasserversorgung zur Kühlung des Brennelement-Lagers wäre unter Kernschmelzbedingungen vorzusehen.
- Es mag makaber anmuten, doch die Temperatur-Zeitfunktion als die entscheidende Größe für die Spaltproduktfreisetzung spricht dafür, dass die Schmelze bei unzureichender Kühlung und keinerlei Aussicht, die Kühlung sicherzustellen, möglichst schnell im Betonfundament landen sollte. Einer der globalen, europäischen Anbieter hat die berichteten Kernschmelz-Ergebnisse dazu benutzt, eine Auffangvorrichtung für die Schmelze auszulegen, zu konstruieren und auch im fortschrittlichsten Anlagentyp zu realisieren.



## 7. Schlusswort und Quellenangabe

Der Verfasser hofft, mit diesem Artikel und mit seinen Gedanken zur Versachlichung der Diskussion über die Kernenergie beitragen zu können. Dann war es die Mühe wert, die Zeit dafür aufgewendet zu haben.

Die in diesem Artikel berichteten Kernschmelz-Ergebnisse wurden dem Buch „Spaltproduktfreisetzung bei Kernschmelzen, methodische Bestimmung und experimentelle Absicherung“ (ISBN 3-88585-352-3) entnommen, das 1987 erschienen ist. Es enthält auf 485 Seiten die zusammenfassenden Ergebnisse des Forschungsprogramms Kernschmelzen, die mathematischen Modellansätze und ein 62 Seiten starkes Quellenverzeichnis. Das Buch ist im Fachhandel nicht mehr erhältlich. Exemplare sollten noch in Archiven und in Fachbibliotheken zu finden sein.

### Der Verfasser stellt sich vor:

Dr.-Ing. Klaus Hassmann

Diplom	Technische Hochschule Graz, allgemeiner Maschinenbau
1968 bis 2002	Siemens AG, Energieerzeugung; zwischenzeitlich Kraftwerk Union (KWU)
1977	Promotion am Institut für Kernenergetik, Universität Stuttgart
1968 bis 1984	bis 1974: Reaktortechnik: Natrium und Helium gekühlter Brutreaktor; ab 1974: Sicherheitsforschung Leichtwasserreaktoren (Kernschmelzen)
1984 bis 1988	Fossil gefeuerte Kraftwerke: Kohlevergasung, neue Kraftwerkskonzepte
ab 1988	Mitglied Kuratorien Fraunhofer ISE (Freiburg), ISET (Kassel), Mitglied Gesellschafterausschüsse Siemens Solar, Solar Wasserstoff Bayern
1988 bis 1993	Labors, Entwicklungsführung, Energietechnik (Erneuerbare Energien, Brennstoffzellen)
1994 bis 1998	Geschäftsgebiet Wasserkraft 1996-1998 in Sao Paulo, Brasilien
1998 bis 2000	Geschäftszweig Brennstoffzellen
2000 bis 2002	Chief Technical Officer (CTO)
2003 bis heute	Freiberufliche, beratende Tätigkeiten
2003 bis 2006	ef.Ruhr Forschung GmbH; Aufbau Kompetenznetzwerk Energietechnik an den Ruhrgebietsuniversitäten
2004 bis 2007	Vorstandsmitglied Forum Zukunftsenergien, Berlin
2005 bis 2009	Energie Agentur NRW: Aufbau Kompetenznetzwerk Energietechnik /Projektentwicklung NRW/Ostküstenstaaten Australien
2006 bis heute	Sprecher Cluster Energietechnik Bayern